| 泊発電所3号 | 号炉審查資料 |
|--------|----------------|
| 資料番号 | SAE6-9 r. 4. 0 |
| 提出年月日 | 令和4年8月31日 |

泊発電所3号炉

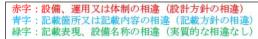
重大事故等対策の有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の 有効性評価の基本的考え方

令和4年8月 北海道電力株式会社



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



| 電大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 伯光电//13万//· 有》加生計圖 比較衣 E.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の | 相違(実質的な相違な |
|---|---|-------------------------|------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説 |
| | 比較結果等をとりまとめた資料 | | |
| 、先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資 | | | |
| · 1-1)設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料 | | | |
| a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更 | したもの :なし | | |
| b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更した | :もの :なし | | |
| c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更 | 〔したもの :なし | | |
| d. 当社が自主的に変更したもの | : 下記1件 | | |
| ・想定事故の評価において、事象発生から沸騰 | するまでの時間を評価するピットをAピットから実運用を考慮しB | ピットに変更【比較表 P56】 | |
| -2)設計方針・運用・体制を変更するものではないが、 | まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由 | | |
| a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更 | 〔したもの :なし | | |
| b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更した | :もの : 下記3件 | | |
| ・各重要事故シーケンス等における安全機能の | 喪失に対する仮定をまとめた添付資料を女川に倣い作成(添付資料(| 5.3.4)【比較表 P32】 | |
| ・安全評価における評価対象の燃料の種類に関 | して、女川と同様の内容を添付資料化(添付資料 6.3.5) 【比較表 P3 | 4】 | |
| ・技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係 | を示した表を女川に倣い追加(第 6.2.1 表(2 / 8)~(8 / 8)を | 追加)【比較表 P65~67】 | |
| c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更 | 【したもの :なし | | |
| d. 当社が自主的に変更したもの | :なし | | |
| -3)バックフィット関連事項 | | | |
| なし | | | |
| 十年2/1日后キャッ次約トゥル林住田の博 | m | | |
| . 大飯3/4号炉まとめ資料との比較結果の概 | | | |
| 2-1) 泊3号炉の特徴について | マキッチ ()近111 (2011) (2011) | | |
| ・ 泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴が | | トマ / G - Live マ | |
| ●補助給水流量が小さい ●合物除まポンプのけれたけ(宮田時のければ長が若工タ) | : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅く | | |
| | い)) : 「ECCS 注水機能喪失 (2インチ破断)」では、燃料が露出せず終 | | |
| ●UV 関連パフメータ(UV 日田体積か右十小さく、格納容· | 器再循環ユニットの除熱特性も若干低い) : 原子炉格納容器圧力及び原子 | 炉格納谷奋芬囲気温度か局めに推移する傾向かある | |

2-2) 主な差異(1/2)

| 項目 | 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 差異の説明 |
|------------------------|---------------------------|---------------|---|
| 代替格納容器スプレイに使 用するポンプ | 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ | 代替格納容器スプレイポンプ | 設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水 ピットと海水を水源として、異なる2種類のポンプで注水 するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使 用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水をピッ トに補給することでスプレイを継続することが可能な設計 となっている |

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違) 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

 1) 重人事故等べの対処にはな行直の有効注計画の基本的考え方
 注意
 ご
 注意
 注意
 注意

2<u>-2)主な差異(2/2)</u>

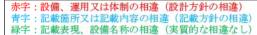
| 項目 | 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 差異の説明 |
|--------------|----------------------------|------------|----------------------------|
| 停止時の有効性評価の燃料 | 蕃圧注入に期待 | 蕃圧注入に期待しない | 設計の相違 |
| 損傷防止対策 | | | ・泊は代替格納容器スプレイポンプの起動に対する余裕時 |
| | | | 間があり、また誤操作・誤動作の防止や作業員の安全の確 |
| | | | 保の観点から蓄圧タンクを炉心注水手段とはしていない |
| 重大事故等の同時発生の考 | 発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生すること | 考慮しない | 評価条件の相違 |
| 慮 | も想定 | | ・大飯3/4号機はツインプラントなのに対して、泊3号 |
| | | | 機はシングルプラントであり、泊1/2号機は停止中を想 |
| | | | 定しているため重大事故等の同時発生の考慮に関する記載 |
| | | | はしていない(女川と同様) |

2-3) 差異の識別の省略

- ▶ 発電用原子炉施設(泊)⇔原子炉施設(大飯)
- ▶ 1次冷却材配管(泊) ⇔1次冷却材管(大飯)
- ▶ 1次系(泊) ⇔1次冷却系(大飯)
- ▶ 2次系(泊) ⇔2次冷却系(大飯)
- ▶ 事象進展(泊) ⇔事故進展(大飯)
- ➤ (誤)作動(泊) ⇔(誤)動作(大飯)
- ▶ 破断規模(泊) ⇔破断口径(大飯)
- ➢ ECCS(泊) ⇔非常用炉心冷却設備(大飯)

2-4) その他

・泊の「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」については、地震 PRA 及び津波 PRA の評価結果に因っては重要事故シーケンスの選定結果が変更になり得る。このため、現在の記載は従 来の評価結果に基づいた記載であり、変更になる場合には改めて説明する。



| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | | 14 EE - 24 - 25 |
|--|---|---|-----------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | |
| 1.1 概要 | 6.1 概要 | 1.1 概要 | |
| 本原子炉施設(以下「原子炉施設」という。)において、「運転 | | 本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大 | |
| 中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中 | 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」, | 事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事 | |
| の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事 | 「運転中の原子炉における重大事故」,「使用済燃料ピットにおけ | 故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 | |
| 故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における | る重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉 | 故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが | |
| 重大事故に至るおそれがある事故」(以下「重大事故等」という。) | における重大事故に至るおそれがある事故」(以下「重大事故等」 | ある事故」(以下「重大事故等」という。)が発生した場合にも, | |
| が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは | という。)が発生した場合にも,炉心や燃料体の著しい損傷の防 | 炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器(以下 | |
| 原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水 | 止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質 | 「格納容器」という。)の破損及び敷地外への放射性物質の異常 | |
| 準の放出の防止に講じることとしている措置(以下「重大事故等 | の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置(以下 | な水準の放出の防止に講じることとしている措置(以下「重大事 | |
| 対策」という。)が有効であることを示すため、以下のとおり、 | 「重大事故等対策」という。)が有効であることを示すため,以 | 故等対策」という。)が有効であることを示すため、以下のとお | |
| 評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設 | 下のとおり, 評価対象とする事故シーケンスを整理し, 対応する | り,評価対象とする事故シーケンスを整理し,対応する評価項目 | |
| 定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、 | 評価項目を設定した上で,計算プログラムを用いた解析等を踏ま | を設定した上で,計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえ | |
| 手順及び体制の有効性を評価する。 | えて,設備,手順及び体制の有効性を評価する。 | て,設備,手順及び体制の有効性を評価する。 | |
| 1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 | 6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 | 1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 | |
| 本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下「PRA」 | 本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下「PRA」 | 本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下 | |
| という。)の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措 | という。)の知見等を踏まえ,重大事故等に対処するための措 | 「PRA」という。)の知見等を踏まえ,重大事故等に対処するた | |
| 置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、 | 置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い, | めの措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化 | |
| 措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以下 | 措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以下 | を行い,措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケン | |
| 「重要事故シーケンス等」という。)を選定して、対応する措 | 「重要事故シーケンス等」という。)を選定して,対応する措 | ス(以下「重要事故シーケンス等」という。)を選定して、対応 | |
| 置の有効性評価を行う。 | 置の有効性評価を行う。 | する措置の有効性評価を行う。 | |
| 有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏ま | 有効性評価に際しては,事故の様相やプラントの特徴を踏ま | 有効性評価に際しては,事故の様相やプラントの特徴を踏ま | |
| えて有効性を確認するための評価項目を設ける。 | えて有効性を確認するための評価項目を設ける。 | えて有効性を確認するための評価項目を設ける。 | |
| 具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」によ | 具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」によ | 具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」によ | |
| <u>م</u> | a . | ۵ . | |
| 1.1.2 評価に当たって考慮する事項 | 6.1.2 評価に当たって考慮する事項 | 1.1.2 評価に当たって考慮する事項 | |
| 有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置 | 有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置 | 有効性評価は、「実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 | 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 | 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」に係る適合性状況説 | ために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説 | ために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説 | |
| 明資料(以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資 | 明資料(以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資 | 明資料(以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資 | |
| 料」という。)で講じることとしている措置のうち、「設置許可 | 料」という。)で講じることとしている措置のうち、「設置許可 | 料」という。)で講じることとしている措置のうち、「重大事故 | |
| 基準規則等への適合性について(重大事故等対処設備)」で重 | 基準規則等への適合性について(重大事故等対処設備)」で重 | 等対処設備について」で重大事故等対処設備としている設備を | |
| 大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とする | 大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とする | 用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措 | |
| が、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要 | が,手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要 | 置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要 | |
| となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全 | となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全 | した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に | |

6.

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 伯光电// 0.5% · F/加上計圖 光铁衣 1.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に | 機能の喪失に対する仮定,外部電源に対する仮定,単一故障に | 対する仮定,単一故障に対する仮定,運転員等(運転員と重大 | |
| 対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮し | 対する仮定,運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して, | 事故等対応要員)の操作時間に対する仮定等を考慮して,原則 | |
| て、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大 | 原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故 | として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至 | |
| 事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状 | に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態 | るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に,「運 | |
| 態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉 | に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及 | 転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び格納容 | |
| 及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおけ | び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける | 器が安定状態に、「使用済燃料プールにおける重大事故に至る | |
| る重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピ | 重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピッ | おそれがある事故」については使用済燃料プール(以下「燃料 | |
| ットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転 | トの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停 | プール」という。)水位が回復し、水位及び温度が安定した状 | |
| 停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に | 止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」につ | 態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが | |
| ついては原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」 | いては原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」 | ある事故」については原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安 | |
| という。)に導かれる時点までを対象とする。 | という。)に導かれる時点までを対象とする。 | 定停止状態等」という。)に導かれる時点までを対象とする。 | |
| 具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。 | 具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。 | 具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。 | |
| 1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム | 6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム | 1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム | |
| 有効性評価において使用する計算プログラム (以下 「解析コ | 有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コ | 有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コ | |
| ード」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項 | ード」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項 | ード」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項 | |
| 目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る | 目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る | 目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操 | |
| 運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象(以下 | 運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象(以下 | 作に有意な影響を与える現象(以下「重要現象」という。)がモ | |
| 「重要現象」という。)がモデル化されており、実験等を基に | 「重要現象」という。)がモデル化されており、実験等を基に | デル化されており,実験等を基に妥当性が確認され,適用範囲 | |
| 検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているも | 検証され,適用範囲を含めてその不確かさが把握されているも | を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用 | |
| のを選定して使用する。 | のを選定して使用する。 | する。 | |
| 具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に | 具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に | 具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に | |
| 示す解析コードを使用する。 | 示す解析コードを使用する。 | 示す解析コードを使用する。 | |
| 1.1.4 有効性評価における解析の条件設定 | 6.1.4 有効性評価における解析の条件設定 | 1.1.4 有効性評価における解析の条件設定 | |
| 有効性評価における解析の条件設定については、「1.3 評価 | 有効性評価における解析の条件設定については,「6.3 評価 | 有効性評価における解析の条件設定については,「1.3 評価 | |
| に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、 | に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、 | に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、 | |
| 事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基 | 事象進展の不確かさを考慮して,設計値等の現実的な条件を基 | 事象進展の不確かさを考慮して,設計値等の現実的な条件を基 | |
| 本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパ | 本としつつ, 原則, 有効性を確認するための評価項目となるパ | 本としつつ, 原則, 有効性を確認するための評価項目となるパ | |
| ラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、 | ラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、 | ラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また, | |
| 解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価 | 解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には,影響評価 | 解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には,影響評価 | |
| において感度解析等を行うことを前提に設定する。 | において感度解析等を行うことを前提に設定する。 | において感度解析等を行うことを前提に設定する。 | |
| 具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方 | 具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方 | 具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方 | |
| 針」による。 | 針」による。 | 針」による。 | |
| | (添付資料 6.1.1) | | 添付資料の相違 |
| | | | ・泊では有効性評 |
| | | | 価における解析入 |
| | | | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|---|---|--|--|
| 1.1.5 解析の実施 有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの 推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されている ことを確認し、その結果を明示する。 | 6.1.5 解析の実施 有効性評価における解析は,評価項目となるパラメータの推 移のほか,事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの 推移について解析を実施し,事象進展が適切に解析されている ことを確認し,その結果を明示する。 | 1.1.5 解析の実施 有効性評価における解析は,評価項目となるパラメータの推 移のほか,事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの 推移について解析を実施し,その結果を明示する。 | 左兵() 成 力条件に関する 行資料を作成(浜と同様) |
| なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法 で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足するこ とが合理的に説明できる場合はこの限りではない。 | なお,事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ,解析以外の方法 で原子炉等が安定停止状態等に導かれ,評価項目を満足するこ とが合理的に説明できる場合はこの限りではない。 | なお,事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ,解析以外の方法 で原子炉等が安定停止状態等に導かれ,評価項目を満足するこ とが合理的に説明できる場合はこの限りではない。 | |
| 1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメー タに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響 を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題な く、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。 具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響 評価方針」による。 | 6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメー タに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響 を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題な く、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。 具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響 評価方針」による。 | 1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし て、運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメー タに与える影響及び操作時間余裕を確認し,それらの影響を踏 まえても,措置の実現性に問題なく,評価項目を満足すること を感度解析等により確認する。 具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響 評価方針」による。 | |
| 1.1.7 必要な要員及び資源の評価 必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重 大事故等が同時期に発生することを想定して整備することか ら、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、 少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日 間継続して実施できることを確認する。 | 6.1.7 必要な要員及び資源の評価 必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がない ものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できるこ とを確認する。 | 1.1.7 必要な要員及び資源の評価 必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がない ものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できること を確認する。 | anterioren anterioren |
| 具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。 | 具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。 | 具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。 | とは評価条件が なる (女川と同様 |

| 試大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨充电所3亏炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 的な相違なし |
|-------------------------------------|---|--|-------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 2 評価対象の整理及び評価項目の設定 | 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 | 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 | |
| 重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞ | 重大事故等対策の有効性を確認するため,重大事故等のそれぞ | 重大事故等対策の有効性を確認するため,重大事故等のそれぞ | |
| れについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要 | れについて, 以下のとおり, 事故シーケンスのグループ化と重要 | れについて,以下のとおり,事故シーケンスのグループ化,重要 | |
| 事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目 | 事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目 | 事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目 | |
| の設定を行う。 | の設定を行う。 | の設定を行う。 | |
| 炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷 | 炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷 | 炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷 | |
| 防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格 | 防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格 | 防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格 | |
| 納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以 | 納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以 | 納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以 | |
| 下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、 | 下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、 | 下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては, | |
| アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮 | アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮 | アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮 | |
| 想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用 | 想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用 | 想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用 | |
| する。 | する。 | する。 | |
| 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 | 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 | 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 | |
| に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因 | に対しては, 原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因 | に対しては,発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされ | |
| 事象(以下「内部事象」という。)レベル1PFAに加えて、PRAが | 事象(以下「内部事象」という。)のレベル1PRAに加えて, PRA | る事象(以下「内部事象」という。)を対象とする内部事象運転時 | |
| 適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1PRAを | が適用可能な外部事象として地震,津波それぞれのレベル1PRA | レベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び | |
| 活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内 | を活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、 | 津波それぞれのレベル1PRAを活用する。「運転中の原子炉におけ | |
| 部事象レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉におけ | 内部事象レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉におけ | る重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5PRAを活用す | |
| る重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル | る重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル | る。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | |
| 1 PRAを活用する。 | 1 PRAを活用する。 | 事故」に対しては、内部事象停止時レベル1PRAを活用する。 | |
| PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は | PRA を実施した結果,本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は | PRAを実施した結果,本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷 | |
| 10-5/炉年程度、格納容器破損頻度は10-5/炉年程度、運転停止 | 104/炉年程度,格納容器破損頻度は104/炉年程度,運転停止 | 頻度は10 ⁻⁴ /炉年程度,格納容器破損頻度は10 ⁻⁴ /炉年程度,運転 | 評価結果の相違 |
| 中の炉心損傷頻度は10 ⁻⁴ /炉年程度である。 | 中の炉心損傷頻度は 10 ⁻⁴ /炉年程度である。 | 停止中の炉心損傷頻度は10%/定期検査程度である。 | ・PRAの評価結果 |
| | | | 違 |
| | 追而 | | 1 |
| | 【地震 PRA, 津波 PRA の反映】 | | |
| | | | |
| また、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検 | また、PRA が適用可能でない外部事象については、定性的な検 | また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象に | |
| 計から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき | 討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき | ついては、当該外部事象により誘発される起因事象について分析 | |
| 事故シーケンスグループ等がないことを確認した。 | 事故シーケンスグループ等がないことを確認した。 | を実施した結果、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA | |
| 事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録」 | 事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録 | 又は津波レベル1PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡され | |
| 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定につ | 1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に | ること及び炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同 | |
| いて」に示す。 | 1 年間 クレント クロロコン 二人の二人の二人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人の一人 | 等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケン | |
| | | スグループ等はない。 | |
| なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用 | なお, 有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電 | なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用 | 記載表現の相近 |
| 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 | 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 | 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 | 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 | 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(以下「技術的能力審査基準」という。)」、「実用発電用原 | | 査基準」(以下「技術的能力審査基準」という。)、「実用発電用 | A PARCENTIN |

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 〔的な相違なし) |
|-----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------------|------------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 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 | 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 | 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 | て重要事故シーケン |
| (以下「設置許可基準規則」という。)」及び「実用発電用原子炉 | 則(以下「設置許可基準規則」という。)」及び「実用発電用原子 | 則」(以下「設置許可基準規則」という。)及び「実用発電用原子 | ス等と記載 |
| 及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」 | 炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準 | 炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準 | |
| という。)」との関連を第1.2.1表に示す。 | 規則」という。)との関連を第6.2.1表に示す。 | 規則」という。)との関連を第1.2.1表に示す。 | |
| | | ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え | |
| | | 方については、「付録1事故シーケンスグループ及び重要事故シ | |
| | | ーケンス等の選定について」に示す。 | |
| | | | |
| 1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 | 6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 | 1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 | |
| | 追而 | | 【追而】 |
| | | | 泊の「6.2.1.1 事故 |
| | 【地震 PRA, 津波 PRA の反映】 | | シーケンスのグルー |
| 2.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | プ化と重要事故シー |
| 定 | , (定, | 定 | ケンスの選定」につ |
| 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | いては、 地震 FRA 及 |
| 事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事 | 事故」については,運転時の異常な過渡変化及び設計基準事 | 事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事 | び律波 PRA の評価結 |
| 故に対して原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設 | 故に対して原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設 | 故に対し,発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよ | 果に因っては重要事 |
| 計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機 | 計することが求められる構築物,系統及び機器がその安全機 | う設計することが求められる構築物,系統及び機器がその安 | 故シーケンスの選定 |
| 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 | 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 | 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 | 結果が変更になり得 |
| があると想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象と | があると想定する事故シーケンスを,本原子炉施設を対象と | 能性があると想定する事故シーケンスを,本発電用原子炉施 | る。このため、現在 |
| したPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ | したPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ | 設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞ | の記載は従来の評価 |
| 化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを | 化し,事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを | れに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。 | 結果に基づいた記載 |
| 選定して評価を行う。 | 選定して評価を行う。 | | であり、変更になる |
| | | | 場合には改めて説明 |
| (1) 事故シーケンスの抽出 | (1) 事故シーケンスの抽出 | (1) 事故シーケンスの抽出 | する。 |
| 内部事象レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生か | 内部事象レベル1PRAにおいては,各起因事象の発生か | 内部事象運転時レベル1PRAにおいては,各起因事象の発 | |
| ら炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成 | ら炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成 | 生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等 | |
| 功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事 | 功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事 | の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅 | |
| 故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和 | 故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和 | 的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。 | |
| 機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の | 機能が喪失する場合,事象発生後に要求される安全機能の | 第1.2.1図に内部事象運転時レベル1PRAにおけるイベント | |
| 時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪 | 時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪 | ツリーを示す。 | |
| 失する事故シーケンスに整理する。第1.2.1図に内部事象 | 失する事故シーケンスに整理する。第6.2.1図に内部事象 | | |
| PRAにおけるイベントツリーを示す。 | PRAにおけるイベントツリーを示す。 | | |
| 地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機 | 地震PRA及び津波PRAにおいては, 建屋, 構築物, 大型機 | 地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、内部事 | |
| 器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事 | 器等の大規模な損傷が発生し,直接的に炉心損傷に至る事 | 象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し,炉心損 | |
| 故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に | 故シーケンスや,地震や津波により複数の機器等が同時に | 傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震レ | |
| 損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱 | 損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱 | ベル1PRAの階層イベントツリーを,第1.2.3図に地震レベ | |
| う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRA | う。具体的には,地震PRA及び津波PRAでは,内部事象PRA | ル1PRAのイベントツリーを, 第 1.2.4図に津波レベル1PRA | |

| 故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | [的な相違なし |
|-----------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|---------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| で想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事 | で想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事 | のイベントツリーを示す。地震や津波の場合、各安全機能 | |
| 象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象 | 象の発生を想定しており,発生する可能性のある起因事象 | の喪失に至るプロセスは異なるものの,喪失する安全機能 | |
| をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層 | をプラントヘ与える影響度の高いものから起因事象階層 | が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩 | |
| イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含 | イベントツリーで整理し, 複合的な事象発生の組合せを含 | 和手段も同じであるため,事故シーケンスは内部事象と同 | |
| めた事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震PRA階層 | めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層 | じである。また,地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは, | |
| イベントツリー、第1.2.3図に津波PRA階層イベントツリー | イベントツリー, 第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリー | 複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する | |
| を示す。 | を示す。 | 事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心 | |
| | | 損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。 | |
| 地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機 | 地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機 | 具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子炉 | |
| 器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失(複数 | 器の損傷, 電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失(複数 | 圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御系喪失によ | |
| の信号系損傷)等、緩和設備に期待できない事象も抽出し | の信号系損傷)等,緩和設備に期待できない事象も抽出し | って発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等, | |
| ており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱 | ており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱 | 緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが | |
| う。 | う。 | 困難な事象を抽出しており,これらは直接,炉心損傷に至 | |
| | | る事象として取り扱う。 | |
| また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複 | また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複 | 津波レベル1PRAでは、浸水高さに応じ、当該高さに設置 | |
| 数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一 | 数の機器が同時に機能喪失することを想定しており,同一 | されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしてお | |
| フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失す | フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失す | り,浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特 | |
| る事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事 | る事象は,緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事 | 有のシーケンスとして抽出する。 | |
| 象として取り扱う。 | 象として取り扱う。 | | |
| なお、1 次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失 (以 | なお、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失 | なお,原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。) | |
| 下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規 | (以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規 | では,原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規 | |
| 真については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」と | 模については,非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。) | 模によりプラント応答,成功基準等が異なるため,流出の | |
| ハう。)の特徴を踏まえたPRA上の取扱いにしたがい、以下 | の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分 | 規模に応じて以下のとおりに分類する。 | |
| のとおり分類する。 | 類する。 | | |
| a. 大破断LOCA | a. 大破断LOCA | a. 大破断LOCA | |
| 1 次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な | 1次冷却材配管の両端破断のように,事象初期に急激 | 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端 | |
| 1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧 | な1次系の減圧を生じるもので, 蓄圧注入系及び低圧注 | 破断のように,事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもの | |
| 注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAで | 入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。 | で,自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が | |
| ある。 | | 可能となる規模のLOCAである。 | |
| b. 中破断LOCA | b. 中破断LOCA | b. 中破断LOCA | |
| 大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1 次冷却 | 大破断 LOCA と比較して破断口が小さく、1次系の減 | 大破断LOCAと比較して破断口径が小さく,原子炉減圧 | |
| 系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系 | 圧が比較的緩やかで, 蓄圧注入系及び高圧注入系により | が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動 | |
| により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。 | 炉心冷却が可能となる規模の LOCA である。 | 減圧系の作動が必要となる規模のLOCAである。また,流 | |
| | | 出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり,原子炉隔 | |
| | | 離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。 | |
| c. 小破断LOCA | c. 小破断LOCA | c. 小破断LOCA | |
| 中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注 | 中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく,高圧注入系 | 中破断LOCAより破断口径が小さなもので,原子炉隔離 | |
| 入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊 | による1次冷却材の補填と、2次系による崩壊熱除去が | 時冷却系のみでの水位確保が可能な規模のLOCAである。 | |

| 事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | CH J OF THINE OF T |
|--|--|----------------------------------|--------------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 熱除去が可能となる規模のLOCAである。 | 可能となる規模のLOCAである。 | また, 原子炉減圧が緩やかなため, 低圧注水系による炉 | |
| | | 心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。 | |
| d. E x c e s s L O C A | d. Excess LOCA | d.ExCessive LOCA(以下「E-LOCA」という。) | |
| 大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、EC | 大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり, ECCS注水の成 | 大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり,非常用炉心冷 | |
| CS注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。 | 否に関わらず炉心損傷に至る。 | 却系(以下「ECCS」という。)の注水の成否に関わらず炉 | |
| | | 心損傷に至る。 | |
| (2) 事故シーケンスのグループ化 | (2) 事故シーケンスのグループ化 | (2) 事故シーケンスのグループ化 | |
| PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大 | PRAの結果を活用して抽出した事故シーケンスを、重大 | PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを,重大 | 記載表現の相談 |
| 事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、 | 事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、 | 事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう, | ・泊では他の |
| 炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンス | 炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンス | 炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンス | 合わせて「PR |
| グループに分類する。 | グループに分類する。 | グループに分類する。 | 果」で統一 |
| | | なお, PRAではLOCA時の注水機能喪失事故シーケンスを, | |
| | | 破断口径の大きさに応じて大破断LOCA,中破断LOCA及び小 | |
| | | 破断LOCAに詳細化して抽出しているが,いづれもLOCA時の | |
| | | 注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため, | |
| | | LOCA時注水機能喪失に該当するものとして整理する。 | |
| a.2次冷却系からの除熱機能喪失 | a. 2次冷却系からの除熱機能喪失 | a. 高圧・低圧注水機能喪失 | |
| b. 全交流動力電源喪失 | b. 全交流動力電源喪失 | b. 高圧注水・減圧機能喪失 | |
| c. 原子炉補機冷却機能喪失 | c. 原子炉補機冷却機能喪失 | c. 全交流動力電源喪失 | |
| d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | d. 崩壞熱除去機能喪失 | |
| e. 原子炉停止機能喪失 | e. 原子炉停止機能喪失 | e. 原子炉停止機能喪失 | |
| f. E C C S 注水機能喪失 | f. ECCS 注水機能喪失 | f.LOCA 時注水機能喪失 | |
| g. ECCS再循環機能喪失 | g. ECCS 再循環機能喪失 | g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) | |
| h. 格納容器バイパス | h. 格納容器バイパス | | |
| また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す 5 つの | また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事 | また,地震及び津波特有の事象で,以下に示す8つの事 | |
| 事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響 | 故シーケンスは,事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が | 故シーケンスは,地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の | |
| が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定 | 大きな幅を有し,建屋や機器の損傷程度や組合せを特定す | 程度や影響を評価することが困難なことから,上記の事故 | |
| することは困難であるため、上記の事故シーケンスグルー | ることは困難であるため、上記の事故シーケンスグループ | シーケンスグループと直接的に対応せず, 炉心損傷に直結 | |
| プと直接的に対応しないものとして抽出している。 | と直接的に対応しないものとして抽出している。 | するものとして抽出している。 | |
| ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) | ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) | ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 | |
| ・原子炉建屋損傷 | ・原子炉建屋損傷 | (E-LOCA) | |
| ・原子炉格納容器損傷 | ・原子炉格納容器損傷 | ・計測・制御系喪失 | |
| •制御建屋損傷 | • 原子炉補助建屋損傷 | ・格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での | 建屋名称の相 |
| ・複数の信号系損傷 | ・複数の信号系損傷 | 破損と隔離弁の開失敗の重畳) | |
| | | ・圧力容器損傷 | |
| | | ・格納容器損傷 | |

| は等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | had and applying a set too | | 16 PF |
|--|--|------------------------------------|---------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説 |
| | | ・原子炉建屋損傷 | |
| | | ・制御建屋損傷 | |
| | | ・複数の安全機能喪失 | |
| これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、 | これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、 | これらの地震及び津波特有の各事故シーケンスによる | |
| 本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄 | 本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄 | 炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷 | |
| 与であり、仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和 | 与であり,仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和 | に至らない場合も含んでおり,実際には地震又は津波の程 | |
| する対策を整備していることから、頻度及び影響の観点か | する対策を整備していることから,頻度及び影響の観点か | 度に応じ,機能を維持した設計基準事故対処設備等がある | |
| ら総合的に検討した結果、有意な頻度又は影響をもたらす | ら総合的に検討した結果,有意な頻度又は影響をもたらす | 場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損 | |
| 事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はな | 事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はな | 傷を防止できる可能性もあると考えられる。 このため, 過 | |
| k 10 | k 10 | 度な保守性を排除することで各事故シーケンスの炉心損 | |
| なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対 | なお,これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対 | 傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震又 | |
| 応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心 | 応に際しては,発生する事象の程度や組合せに応じて炉心 | は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期 | |
| 損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用する | 損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用する | 待した上で,それらのランダム故障により炉心損傷に至る | |
| とともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管のす | とともに,建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のす | 場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベル 1PRA に | |
| べてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬 | べてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には, 可搬 | より抽出された上記の a. から g. の事故シーケンスグルー | |
| 型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策に | 型のポンプ,電源,放水砲等を活用した大規模損壊対策に | プに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当 | |
| よる影響緩和を図る。 | よる影響緩和を図る。 | しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ・電源、放水 | |
| | | 砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図るこ | |
| | | とから,これらの各事故シーケンスを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として追加する必要 | |
| | | はない。 | |
| (3) 重要事故シーケンスの選定 | (3) 重要事故シーケンスの選定 | (3) 重要事故シーケンスの選定 | |
| 事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とす | 事故シーケンスグループごとに,有効性評価の対象とす | 事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とす | |
| る重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグ | る重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグ | る重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグ | |
| ループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通 | ループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通 | ループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通 | 記載表現の相 |
| 要因故障、系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実 | 原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の | 原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の | |
| 施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量等の | 実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及 | 実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及 | 記載方針の相 |
| 観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。 | び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳し | び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳し | ・泊では等の |
| | い事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定 | い事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定 | |
| | 結果は以下のとおりである。 | 結果は以下のとおりである。 | 1000000 00000 |
| a. 2 次冷却系からの除熱機能喪失 | a. 2次冷却系からの除熱機能喪失 | a. 高圧・低圧注水機能喪失 | |
| 1 次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアン | 1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアン | 本事故シーケンスグループは,運転時の異常な過渡変 | |
| ドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される | ドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される | 化又は設計基準事故(LOCA を除く。)の発生後、高圧注 | |
| | | 水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水 | |
| 設備容量の観占で厳しくたろ「主給水液量車生時に補助」 | | | |
| 設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助 給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして | 設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助 給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして | 機能が喪失し、炉心損傷に至るものである。 | |

-----# + 44 # 6.

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 〔的な相違なし) |
|--------------------------------|---------------------------------|-------------------------------|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| | | スのうち,起因事象発生後の事象進展が早いと考えられ | |
| b. 全交流動力電源喪失 | b. 全交流動力電源喪失 | る過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の | |
| 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電 | 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電 | 全喪失を選定)を起因とし,主蒸気逃がし安全弁(以下 | |
| 源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみで | 源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみで | 「逃がし安全弁」という。)の再開失敗を含まない,「過 | |
| ある。 | ある。 | 渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗」を重要事故シー | |
| ただし、共通要因故障、系統間依存性の観点から、従 | ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従 | ケンスとして選定する。逃がし安全弁の再開失敗を含ま | 記載表現の相違 |
| 属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考 | 属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考 | ない事故シーケンスとした理由は、 炉心損傷防止のため | |
| 慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRC | 慮する。また,原子炉補機冷却機能喪失時に生じる RCP | に重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状況 | |
| P シール部からの漏えいの有無による影響を確認する | シール部からの漏えいの有無による影響を確認するた | を想定した場合,事象発生時点から逃がし安全弁の再開 | |
| ため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、 | め、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、 | 失敗によって原子炉減圧されている場合の方が,原子炉 | |
| 原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCA | 原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生 | 減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく,低圧注水が | |
| が発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交 | する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源 | 可能となるまでの時間が短縮でき,対応が容易になると | |
| 流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」 | が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要 | 考えられるためである。 | |
| を重要事故シーケンスとして選定する。 | 事故シーケンスとして選定する。 | | |
| | | b. 高圧注水・減圧機能喪失 | |
| c. 原子炉補機冷却機能喪失 | c. 原子炉補機冷却機能喪失 | 本事故シーケンスグループは,運転時の異常な過渡変 | |
| 1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観 | 1次冷却材の流出量が多く,要求される設備容量の観 | 化又は設計基準事故(LOCA を除く。)の発生後,高圧注 | |
| 点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシール | 点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール | 水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能) | |
| LOCAが発生する事故」を選定する。 | LOCA が発生する事故」を選定する。 | が喪失し、炉心損傷に至るものである。 | |
| ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシール | ただし,「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール | 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン | |
| LOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常 | LOCA が発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所 | スのうち,起因事象発生後の事象進展が早いと考えられ | |
| 用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するた | 内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため, | る過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の | |
| め、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時 | 事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非 | 全喪失を選定)を起因事象とする、「過渡事象+高圧注水 | |
| に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の | 常用所内交流電源が喪失し,原子炉補機冷却機能の喪失 | 失敗+手動減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定 | |
| 喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要 | 及び RCP シール LOCA が発生する事故」を重要事故シー | する。 | |
| 事故シーケンスとして選定する。 | ケンスとして選定する。 | | |
| | | c. 全交流動力電源喪失 | |
| d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | d . 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | 本事故シーケンスグループからは,機能喪失の状況が | |
| 破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次 | 破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次 | 異なる4つの事故シーケンスが抽出されたが、原子炉圧 | |
| 冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の | 冷却材の流出流量が多いことから,原子炉格納容器内の | 力,時間余裕及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目 | |
| 除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事 | 除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事 | して事故シーケンスグループを以下の 4 つの細分化し | |
| 象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内 | 象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内 | た事故シーケンスグループとして分類し,重要事故シー | |
| の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇 | の除熱が期待できず,原子炉格納容器圧力及び温度上昇 | ケンスとして選定する。 | |
| の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の | の事象進展が早いことから,運転員等操作の時間余裕の | (a) 全交流動力電源喪失(長期 TB) | |
| 観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び | 観点で厳しい「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格 | 本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失 | |
| 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故 | 納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シ | 後、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、 | |
| シーケンスとして選定する。 | ーケンスとして選定する。 | 蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して,原子炉隔離時冷 | |
| | | 却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。 | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の記 |
|---------------------------|------------------------------|--------------------------------|--------|
| e. 原子炉停止機能喪失 | e. 原子炉停止機能喪失 | 本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは | |
| 原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子 | 原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子 | 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失 | |
| 炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉 | 炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉 | 敗(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」のみであることから、こ | |
| トリップ機能が喪失する事故」のみである。 | トリップ機能が喪失する事故」のみである。 | れを重要事故シーケンスとして選定する。 | |
| 起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS | 起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し,共通要因 | (b) 全交流動力電源喪失(TBU) | 設備名称の |
| 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能 | 故障対策盤(自動制御盤)(ATWS 緩和設備)の作動に期 | 本事故シーケンスグループは,全交流動力電源喪失と | |
| を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの | 待する事象のうち,より多くの機能を期待する必要があ | 同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至 | |
| 健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原 | り,原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で | るものである。本事故シーケンスグループに係る事故シ | |
| 子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳し | 厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が | ーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失 | |
| い「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事 | 喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に | 敗)+高圧注水失敗(RCIC 本体の機能喪失)」のみである | |
| 故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | 原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケ | ことから、これを重要事故シーケンスとして選定する。 | |
| | ンスとして選定する。 | (c) 全交流動力電源喪失(TBD) | |
| | | 本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全て | |
| f. ECCS注水機能喪失 | f. ECCS 注水機能喪失 | の直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。本事故 | |
| 破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多 | 破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多 | シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動 | |
| く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい | く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい | 力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失 | |
| 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を | 「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を重 | +HPCS 失敗」のみであることから、これを重要事故シー | |
| 重要事故シーケンスとして選定する。 | 要事故シーケンスとして選定する。 | ケンスとして選定する。 | |
| | | なお,全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発 | |
| g. ECCS再循環機能喪失 | g. ECCS 再循環機能喪失 | 電機を起動できなくなることから,「外部電源喪失+直 | |
| 破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、 | 破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多 | 流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。 | 記載方針の |
| 再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗 | く,再循環切替までの時間が短いため,再循環切替が失 | (d) 全交流動力電源喪失(TBP) | ・泊は記載 |
| する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される | 敗する時点での崩壊熱が大きく,炉心冷却時に要求され | 本事故シーケンスグループは,全交流動力電源喪失と | 确上 (伊力 |
| 設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断 | る設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破 | 同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着すること | |
| LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪 | 断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失 | により,原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至 | |
| 失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | るものである。 | |
| | | 本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは、 | |
| h.格納容器バイパス | h. 格納容器バイパス | 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再 | |
| 格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、 | 格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、 | 開失敗+HPCS 失敗」のみであることから、これを重要事 | |
| 「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生 | 「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器 | 故シーケンスとして選定する。 | |
| 器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する | 伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事 | | |
| 事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定す | 故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。 | d. 崩壊熱除去機能喪失 | |
| る。 | | 本事故シーケンスグループは,運転時の異常な過渡変 | |
| | | 化等の発生後, 炉心冷却には成功するが, 残留熱除去系 | |
| | | の故障により崩壊熱除去機能が喪失することで、 炉心損 | |
| | | 傷前に格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至るもの | |
| | | である。 | |
| | | 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン | |

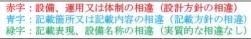
| 6. | 重大事故等へ | の対処に係る措置の | の有効性評価の基本的考え方 | |
|----|--------|-----------|---------------|--|
|----|--------|-----------|---------------|--|

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|------------|---------|----------------------------------|-------|
| | | スは,いずれも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の | |
| | | 実施に対する余裕時間に有意な差異はないため、炉心冷 | |
| | | 却に成功する事故シーケンスであるものの,事象発生初 | |
| | | 期の事象進展に着目する。起因事象発生後の事象進展が | |
| | | 早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳 | |
| | | しい給水流量の全喪失を選定)又は LOCA を起因とする | |
| | | 事故シーケンスのうち,逃がし安全弁の再開失敗を含ま | |
| | | ない,「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。 | |
| | | 逃がし安全弁の再開失敗を含まないシーケンスとし | |
| | | た理由は,逃がし安全弁の再開失敗を含まない事故シー | |
| | | ケンスと逃がし安全弁の再開失敗を含む事故シーケン | |
| | | スを比較した場合,逃がし安全弁の再開失敗を含まない | |
| | | 事故シーケンスの方が炉心損傷頻度が高く,当該事故シ | |
| | | ーケンスグループの特徴を有するためである。 | |
| | | ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去 | |
| | | 系の機能喪失と原子炉補機冷却水系の機能喪失の場合 | |
| | | で, 炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて, 「過渡 | |
| | | 事象+崩壊熱除去失敗(残留熱除去系の機能喪失)」及び | |
| | | 「過渡事象+崩壊熱除去失敗(原子炉補機冷却水系の機 | |
| | | 能喪失)」を重要事故シーケンスとする。 | |
| | | なお, LOCA を起因とする事故シーケンスについては, | |
| | | 崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シー | |
| | | ケンスグループ「f.LOCA 時注水機能喪失」及び格納容 | |
| | | 器破損モード「1.2.2.1(3)a. 雰囲気圧力・温度による静 | |
| | | 的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で評価することから, | |
| | | 本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケン | |
| | | スの選定対象から除外している。 | |
| | | | |
| | | e. 原子炉停止機能喪失 | |
| | | 本事故シーケンスグループは,運転時の異常な過渡変 | |
| | | 化等の発生後,原子炉停止機能を喪失し,炉心損傷に至 | |
| | | るものである。 | |
| | | 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン | |
| | | スのうち,原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事 | |
| | | 故シーケンス「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」,「中破 | |
| | | 断 LOCA+原子炉停止失敗」及び「小破断 LOCA+原子炉停 | |
| | | 止失敗」 については、反応度投入の観点では原子炉が減 | |
| | | 圧されることから「過渡事象+原子炉停止失敗」よりも | |

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 土年発電元2/14日に | 治改善美の見た | 大川国スカ改善定の見た | 半田の翌日 |
|--|---------|--------------------------------------|-------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| | | 事象進展が緩やかな事象である。 | |
| | | 重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備(代替制御 | |
| | | 棒挿入機能)(以下「代替制御棒挿入機能」という。)に | |
| | | 期待する場合,LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する | |
| | | 事故シーケンスは, LOCA を伴う事故シーケンスグルー | |
| | | プに包絡される。また、LOCA と原子炉停止機能喪失が | |
| | | 重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シ | |
| | | ーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と | |
| | | 比較しても極めて小さい。 | |
| | | これらを踏まえ,起因事象発生後の出力変化及び格納 | |
| | | 容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象(反 | |
| | | 応度投入の観点で最も厳しく,格納容器隔離によって炉 | |
| | | 心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔 | |
| | | 離弁誤閉止を選定)を起因とする、「過渡事象+原子炉停 | |
| | | 止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。 | |
| | | f.LOCA 時注水機能喪失 | |
| | | 本事故シーケンスグループは、小破断 LOCA 又は中破 | |
| | | 断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注 | |
| | | 水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至るも | |
| | | のである。 | |
| | | 配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量 | |
| | | が多く水位の低下が早いため、原子炉注水開始までの余 | |
| | | 裕時間が短い中破断 LOCA を起因とする。また,重畳す | |
| | | る注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、 | |
| | | 原子炉減圧機能喪失による場合と、低圧 ECCS そのもの | |
| | | が機能喪失する場合が考えられるが、代替となる設備に | |
| | | 要求される設備容量の観点では、原子炉減圧機能である | |
| | | 22.00.00 K # 0.04 % | |
| | | 逃がし安全弁は十分な台数が備えられている一方,低圧 | |
| | | ECCS そのものが機能喪失する場合は、代替となる注水 | |
| | | 設備の容量が低圧 ECCS よりも少ない点で厳しい事象に | |
| | | なると考えられることを踏まえ,代替となる注水設備に | |
| | | 要求される設備容量の観点で厳しい低圧注水機能喪失 | |
| | | が重畳する, 「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」 | |
| | | を重要事故シーケンスとして選定する。 | |
| | | なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧 ECCS 失敗 | |
| | | が含まれており、低圧 ECCSの機能喪失は残留熱除去系 | |
| | | による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ同 | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差 |
|------------------------------|-----------------------------|---------------------------------|---|
| | | 義であることから,事故シーケンスグループ [d. 崩壊熱 | |
| | | 除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスを | |
| | | 包絡する。 | |
| | | | |
| | | g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) | |
| | | 本事故シーケンスグループは,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,格納容 | |
| | | 器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至 | |
| | | るものである。 | |
| | | 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン | |
| | | スは ISLOCA のみとしていることから,これを重要事故 | |
| | | シーケンスとして選定する。 | |
| | | なお,格納容器バイパスとしては,原子炉冷却材浄化 | |
| | | 系等の高圧設計の配管の格納容器外での破断事象も想 | |
| | | 定できるが,これは PRA の検討の中で高圧設計の配管の | |
| | | 破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい | |
| | | 傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。 | |
| なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であって | なお,国内外の先進的な対策を考慮した場合であって | なお,国内外の先進的な対策を考慮した場合であって | |
| も、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策 | も、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策 | も、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を | |
| を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについて | を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについて | 講じることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事 | |
| は、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能 | は、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能 | 故シーケンスが抽出されている。 | |
| に期待できることを確認しており、これらを除く事故シ | に期待できることを確認しており、これらを除く事故シ | ①大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗 | |
| ーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施し | ーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施し | ②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS | |
| ている。 | ている。 | 失敗+原子炉停止失敗 | |
| ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する | ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する | ①については、格納容器破損防止対策により格納容器 | |
| 事故 | 事故 | の機能に期待できることを確認しており、これを除く事 | |
| ・1 次系流路の閉塞により 2 次系除素機能が喪失する事 | ・1 次系流路の閉塞により2次系除熱機能が喪失する事 | 故シーケンスを対象に,重要事故シーケンスの選定を実 | |
| 故 | 故 | 施している。 | |
| ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 | ・大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故 | ②は地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンス | |
| ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 | ・大破断 LOCA 時に 蓄圧注入機能が喪失する事故 | であり, 炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シ | |
| ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 | ・中破断 LOCA 時に 蓄圧注入機能が喪失する 事故 | ーケンスであるが,喪失する安全機能が明確であること | |
| • ExcessLOCA | • Excess LOCA | から炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていな | |
| | | <i>د</i> ، ۲ | |
| | | この事故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配 | |
| | | 的な要因は地震による水圧制御ユニットの損傷である | |
| | | が,これは地震の最大加速度が地震発生と同時に加わる | |
| | | という,現状の保守的な PRA のモデルによって評価され | |

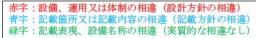
| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|---|----------------------------------|--|-----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| | | るものであり、現実的には、水圧制御ユニットの損傷確 | |
| | | 率が高くなる加速度に到達する前に,原子炉スクラムに | |
| | | 至ると考えられる。以上のとおり, ②の事故シーケンス | |
| | | の炉心損傷頻度は保守的に評価されており,現実的に想 | |
| | | 定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻 | |
| | | 度は十分に小さいと判断したことから,本事故シーケン | |
| | | スは炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策の有 | |
| | | 効性を確認する事故シーケンスから除外している。 | |
| 各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及 | 各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及 | 各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン | |
| び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.2 表 | び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.2 表 | ス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 | |
| に示す。 | に示す。 | 1.2.2表に示す。 | |
| 1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | |
| 「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シー | 6.2.1.1に挙げた事故シーケンスグループについては,炉 | 「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シー | 記載表現の相違 |
| ケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについて | 心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があ | ケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについて | |
| は、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性 | ることを確認するため、以下の評価項目を設定する。 | は、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性 | |
| があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。 | | があることを確認するため,以下の評価項目を設定する。 | |
| (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、 | (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり, | (1) 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。具体的に | かつ, 炉心を十分に冷却できるものであること。 具体的に | かつ, 炉心を十分に冷却できるものであること。 具体的に | |
| は燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び | は燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃 | は燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃 | |
| 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 | 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 | 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 | |
| 厚さの 15%以下であること。 | さの15%以下であること。 | さの15%以下であること。 | |
| (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用 | (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が,最高使用 | (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が,最高使用 | |
| 圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage] | 圧力である 17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力 | 圧力8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]を下回 | 記載方針の相違 |
| を下回ること。 | 20.592MPa[gage]を下回ること。 | ること。 | ・泊は既許可の設備 |
| (添付資料 1.2.1) | (添付資料6.2.1) | | 変更許可申請書記載 |
| | | | 値の桁数が多い |
| (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧 | (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が,最高使用圧 | (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は,限界圧力で | |
| 力0.39MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使 | 力0.283MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高 | ある最高使用圧力0.427MPa[gage]の2倍の圧力 | 設計の相違 |
| 用圧力の2倍の0.78MPa[gage]を下回ること。 | 使用圧力の2倍の0.566MPa[gage]を下回ること。 | 0.854MPa[gage]を下回ること。 | |
| (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、最高使用温 | (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が,最高使用温 | (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 | |
| 度144℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回る | 度132℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回る | 200℃を下回ること。また,原子炉格納容器フィルタベン | 設計の相違 |
| こと。 | こと。 | ト系等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価 | |
| | | では、上記の評価項目に加えて、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 | |
| | | を与えないこととして,発生事故当たりおおむね5mSv以下 | |



| (3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性 | |
|-----------------------------------|--|
| に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シー | |
| ケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力 | |
| 及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンス | |
| グループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、 | |
| 評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、 | |
| 最高使用圧力の2倍の0.78MPa[gage]及び200℃を下回る | |
| こととする。 | |
| ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有 | |
| | |

| 大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | | で的な相違なし |
|--|---|--|---------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| (3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウングリの健全性 に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シー ケンスグルーブでの適用については、原則、最高使用圧力 及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンス グルーブ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては 新価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから 表高使用圧力の2倍の0.78MPa[gage]及び200℃を下回る こととする。 こで、原子炉格納容器バウングリの健全性に対する有 防性を確認するための評価項目の上限については、漏えい 経路になる可能性がある原子炉格納容器バウングリ構成 部に対して、規格計算又は試験にて、大飯発電所3号炉及 び4号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール 部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持 していく。 具体的には、「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に 関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。 | <text><text><text></text></text></text> | であることを確認する。 ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。 ここで記載している、格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「付録2原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。 | 記載表現の相違 |

| . 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|-----------------------------------|-----------------------------------|-------------------------------------|-----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 1.2.2 運転中の原子炉における重大事故 | 6.2.2 運転中の原子炉における重大事故 | 1.2.2 運転中の原子炉における重大事故 | |
| 2.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 | 6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 | 1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 | |
| 「運転中の原子炉における重大事故」 については、 著しい | 「運転中の原子炉における重大事故」については,著しい | 「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい | |
| 炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があ | 炉心損傷の発生後,原子炉格納容器が破損に至る可能性があ | 炉心損傷の発生後,格納容器が破損に至る可能性があると想 | |
| ると想定する格納容器破損モードを、本原子炉施設を対象と | ると想定する格納容器破損モードを,本原子炉施設を対象と | 定する格納容器破損モードを,本発電用原子炉施設を対象と | |
| したPRAの結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事 | したPRAの結果を踏まえ,格納容器破損モードごとに評価事 | したPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごと | |
| 故シーケンスを選定して評価を行う。 | 故シーケンスを選定して評価を行う。 | に評価事故シーケンスを選定して評価を行う。 | |
| (1) 格納容器破損モードの抽出 | (1) 格納容器破損モードの抽出 | (1) 格納容器破損モードの抽出 | |
| 内部事象レベル1.5 PRA においては、事故の進展に伴 | 内部事象レベル 1.5PRA においては、事故の進展に伴い | 内部事象運転時レベル1.5PRA においては、事象進展に | |
| い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の | 生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分 | 伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析 | |
| 分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。 | 析から,格納容器破損モードの抽出を行う。 | から、格納容器破損モードの抽出を行う。 | |
| 具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損 | 具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損 | 具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破 | |
| 前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各 | 前,原子炉容器破損直後,原子炉容器破損以降の長期の各 | <u>損前, 原子炉圧力容器破損直後, 原子炉圧力容器破損以降</u> | |
| プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷 | プラント状態に分類して,それぞれの状態で発生する負荷 | の長期の各プラント状態に分類して,それぞれの状態で発 | |
| を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第 | を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第 | 生する負荷を抽出し,事象進展中に実施される緩和手段等 | |
| 1.2.4 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容 | 6.2.4 図に示す格納容器イベントツリーを作成し,格納容 | から第1.2.5図に示す格納容器イベントツリーを作成し, | |
| 器破損モードを抽出して整理する。 | 器破損モードを抽出して整理する。 | 格納容器破損モードを抽出して整理する。 | |
| (2) 格納容器破損モードの選定 | (2) 格納容器破損モードの選定 | (2) 格納容器破損モードの選定 | |
| 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損 | 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損 | 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損 | |
| モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モー | モードを,事象進展の類似性から以下の格納容器破損モー | モードを,事象進展の類似性から以下の格納容器破損モー | |
| ドに分類する。 | ドに分類する。 | ドに分類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原 | |
| | | 子炉施設では、運転中は格納容器内雰囲気を窒素で置換 | |
| | | し,酸素濃度を低く管理しているため,PRA で定量化する | |
| | | 格納容器破損モードから除外しているが,有効性評価にお | |
| | | いては窒素置換の有効性を確認する観点で、格納容器破損 | |
| | | モードとして挙げている。 | |
| a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | a.雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 | |
| | (δモード) | 破損) | 記載表現の相違 |
| b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | | ・泊ではイベントツ |
| | (τ モード) | | リーに記載の各格納 |
| c. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | c. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | 容器破損モードも記 |
| | (σ, μモード) | | 載 (伊方と同様) |
| d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(ηモ | C. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | |
| | ード) | | |
| e. 水素燃焼 | e. 水素燃焼(γ, γ', γ"モード) | d. 水素燃焼 | |



| 事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | | | | |
|--|--|------------------------------------|---|--|--|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差 | | |
| f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 | f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (εモード) | e. 溶融炉心・コンクリート相互作用 | | | |
| また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、 | また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、 | また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、 | | | |
| 以下の格納容器破損モードを抽出している。 | 以下の格納容器破損モードを抽出している。 | 以下の格納容器破損モードを抽出している。 | | | |
| ・原子炉容器内での水蒸気爆発(αモード) | ・原子炉容器内での水蒸気爆発(αモード) | ・過圧破損(未臨界確保失敗) | | | |
| ・格納容器隔離失敗(βモード) | 格納容器隔離失敗(βモード) | ・過圧破損(崩壊熱除去失敗) | | | |
| 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θモード) | 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θモード) | 格納容器隔離失敗(隔離失敗) | | | |
| ・インターフェイスシステムLOCA(ν モード) | ・インターフェイスシステムLOCA (νモード) | ・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 (gモード) | ・蒸気発生器伝熱管破損 (gモード) | ・水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発) | | | |
| これらの格納容器破損モードについては、発生する可能 | これらの格納容器破損モードについては,発生する可能 | 過圧破損(未臨界確保失敗),過圧破損(崩壊熱除去失敗) | | | |
| 性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生 | 性が極めて低いことや, 炉心損傷防止対策によりその発生 | 及び格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) | | | |
| を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、 | を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、 | は格納容器先行破損の事故シーケンスである。過圧破損 | | | |
| 有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとし | 有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとし | (未臨界確保失敗)及び過圧破損(崩壊熱除去失敗)では炉 | | | |
| て新たに追加する必要はない。 | て新たに追加する必要はない。 | 心損傷の前に水蒸気によって格納容器が過圧破損し、ま | | | |
| | | た, 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) | | | |
| | | ではインターフェイスシステム LOCA によって格納容器の | | | |
| | | 隔離機能を喪失することで,格納容器外への原子炉冷却材 | | | |
| | | の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生じ,原子炉注 | | | |
| | | 水機能の維持が困難となり、炉心損傷に至るおそれがあ | | | |
| | | る。格納容器先行破損の事故シーケンスは、「運転中の原 | | | |
| | | 子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価に | | | |
| | | おいて,各々重要事故シーケンスを選定し,重大事故等防 | | | |
| | | 止対策の有効性を確認していることから,新たな格納容器 | | | |
| | | 破損モードとして追加する必要はない。 | | | |
| | | 格納容器隔離失敗(炉心損傷の時点で何らかの要因によ | | | |
| | | り格納容器の隔離機能が失われている状態)については, | | | |
| | | 炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生 | | | |
| | | 時に格納容器の隔離に失敗することのないよう,格納容器 | | | |
| | | の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、 | | | |
| | | これらについては重大事故等対処設備、日常の格納容器の | | | |
| | | 圧力監視等で対応すべき事象であることから,有意な頻度 | | | |
| | | 又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追 | | | |
| | | 加する必要はない。 | | | |
| | | 水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)につい | | | |
| | | ては,発生する可能性が極めて低いことから,有意な頻度 | | | |
| | | 又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追 | | | |

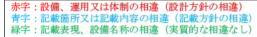
赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違) 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

| なお、蒸気発生器伝熱管破損(gモード)については、 | |
|-----------------------------|--|
| 炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード(温度 | |
| 誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))があるが、 | |
| 発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合におい | |
| ても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模 | |
| 損壊対策による影響緩和を図る。 | |
| | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の割 |
|---------------------------------|--|----------------------------------|----------|
| | | 加する必要はない。 | |
| なお、蒸気発生器伝熱管破損(gモード)については、 | なお,蒸気発生器伝熱管破損 (gモード) については, | | |
| 炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード(温度 | 炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード(温度 | | |
| 誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))があるが、 | 誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))があるが,発生す | | |
| 発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合におい | る可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、 | | |
| ても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模 | 可搬型のポンプ,電源,放水砲等を活用した大規模損壊対 | | |
| 損壊対策による影響緩和を図る。 | 策による影響緩和を図る。 | | |
| また、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタ | また, 原子炉格納容器が小さく, 原子炉下部のペデスタ | なお,格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベル | |
| ルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に | ルに開口部がある BWR マークI型の原子炉格納容器に特 | に構成されている BWR MARK-1 型の格納容器に特有の事象 | |
| 特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)が | 有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があ | として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、本発 | |
| あるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が | るが、PWR では原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面 | 電用原子炉施設は MARK-I 改良型の格納容器であり,溶融 | |
| 壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考 | に流れる構造ではないため,発生の可能性がないと考えら | 炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することは | |
| えられることから、評価対象として想定する格納容器破損 | れることから、評価対象として想定する格納容器破損モー | ない構造であることから,評価対象として想定する格納容 | |
| モードとはしていない。 | ドとはしていない。 | 器破損モードとはしていない。 | |
| | | | |
| (3) 評価事故シーケンスの選定 | (3) 評価事故シーケンスの選定 | (3) 評価事故シーケンスの選定 | |
| 格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評 | 格納容器破損モードごとに,有効性評価の対象とする評 | 格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評 | |
| 価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損 | 価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損 | 価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損 | |
| モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳 | モードごとに,当該破損モードに至る可能性のある最も厳 | モードごとに,当該破損モードに至る可能性のある最も厳 | |
| しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に属する事 | しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に属する事 | しいと考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。) | |
| 故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事 | 故シーケンスの中から,当該破損モードの観点で厳しい事 | を含む事故シーケンスの中から, 当該破損モードの観点で | |
| 故シーケンスを選定する。PDS の分類記号についての説明 | 故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果 | 厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの | 記載方針の相 |
| を第1.2.3 表に示す。 なお、 ExcessLOCAにおい | は以下のとおりである。また、PDS の分類記号についての | 選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果に | ・泊では 6.2 |
| ても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が | 説明を第 6.2.3 表に示す。なお, Excess LOCA においても, | ついての説明を第1.2.3表に示す。 | 大事故に至る |
| 有効である。 | 大破断 LOCA で整備した格納容器破損防止対策が有効であ | なお,第1.2.3 表において格納容器破損時期が炉心損傷 | がある事故と |
| | వం | 前に分類されている崩壊熱除去機能喪失,原子炉停止機能 | 整合させた |
| | | 喪失, インターフェイスシステム LOCA は,格納容器先行 | |
| | | 破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、 | |
| | | 格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器 | |
| | | 破損モードには該当しないことから, これらの PDS は評価 | |
| | | 事故シーケンスの選定においては考慮していない。 | |
| | | なお, PDS として「運転中の原子炉における重大事故に | |
| | | 至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対し | |
| | | て以下の表記を用いる。 | |
| | | 高圧・低圧注水機能喪失 :TQUV | |
| | | 高圧注水・減圧機能喪失 :TQUX | |
| | | 全交流動力電源喪失(長期 TB) :長期 TB | |

F-L + H M THE THE ++ 1.11 + 6.

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|------------------------------|-------------------------------|--------------------------------|--------|
| | | 全交流動力電源喪失(TBU) :TBU | - |
| | | 全交流動力電源喪失(TBD) :TBD | |
| | | 全交流動力電源喪失(TBP) :TBP | |
| | | LOCA 時注水機能喪失(大破断 LOCA) :AE | |
| | | LOCA 時注水機能喪失(中破断 LOCA) :S1E | |
| | | LOCA 時注水機能喪失(小破断 LOCA) :S2E | |
| | | 崩壞熱除去機能喪失 :TW | |
| | | 原子炉停止機能喪失 :TC | |
| | | インターフェイスシステム LOCA : ISLOCA | |
| a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | a.雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 | |
| 破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 破損) | |
| の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく | の冷却材が放出され,原子炉格納容器内への注水がなく | 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち, LOCAは | |
| 圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する | 圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故 | 原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く,事 | |
| 事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径 | シーケンスのうち,中破断LOCAに比べ破断規模が大きく | 象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移 | |
| が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる | 原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 | すること等,環境に放出される放射性物質量の観点でも | |
| 大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧 | LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能,高圧 | 厳しい事故シーケンスとなると考えられる。 | |
| 注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能 | 注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事 | 対策の観点では過圧破損に対しては格納容器の除熱 | |
| が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定す | 故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要とな | |
| る。 | | る。以上の観点を総合的に考慮すると、LOCAにECCS注水 | |
| なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注 | なお,代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 | 機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、 | 設計の相違 |
| 水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポ | 器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納 | 電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、 | ・代替格納容 |
| ンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水に | 容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自 | 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳し | レイに関して |
| よる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点 | 然対流冷却の有効性を確認する観点から,全交流動力電 | いシナリオとなる。よって, 過圧及び過温への対策の有 | 飯は燃料取替 |
| から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失 | 源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。 | 効性を総合的に評価するためのPDSとして, LOCAを選定 | ットと海水を |
| の重畳を考慮する。 | | し、これに全交流動力電源喪失事象の重畳を考慮するも | して、異なる |
| | | のとする。 | のポンプで注 |
| | | LOCAに属する事故シーケンスのうち,破断口径が大き | が、泊は燃料 |
| | | いことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に | 水ピットを水 |
| | | 必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備 | るポンプを使 |
| | | 容量の観点で厳しい大破断LOCAを起因とし, 炉心損傷防 | 燃料取替用水 |
| | | 止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事 | が枯渇する前 |
| | | 故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包 | 海水をピット |
| | | 絡関係や,格納容器破損防止対策を講じるための対応時 | することでス |
| | | 間の厳しさの観点を踏まえて,「大破断LOCA+ECCS失敗+ | を継続するこ |
| | | 低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケ | 能な設計とな |
| | | ンスとして選定する。 | 3 |



| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
|--|------------------------------|-------------------------------------|--------------|
| | | | 設備名称の相違 |
| b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | | |
| 原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で溶融炉 | 原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で溶融炉 | | |
| 心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大 | 心が原子炉格納容器内に分散し,溶融炉心の表面積が大 | | |
| きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱 | きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱 | | |
| が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がな | が大きく,補助給水及び原子炉格納容器内への注水がな | | |
| く温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属す | く温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事 | | |
| る事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原 | 故シーケンスのうち,1次冷却材圧力が高圧で,原子炉 | | |
| 子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内 | 容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分 | | |
| に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱によ | 散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放 | | |
| り放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因と | 出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし,時 | | |
| し、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しく | 間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる | | |
| なる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非 | 補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用 | | |
| 常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事 | 所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」 | | |
| 故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | を評価事故シーケンスとして選定する。 | | |
| なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注 | なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 | | 設計の相違 |
| 水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポ | 器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納 | | ・差異理由は P19 (|
| ンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水に | 容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自 | | 記載のとおり |
| よる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点 | 然対流冷却の有効性を確認する観点から,原子炉補機冷 | | 設備名称の相違 |
| から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。 | 却機能喪失の重畳を考慮する。 | | |
| .高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | c. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | |
| 1 次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内 | 1次冷却材圧力が高圧で維持され,原子炉格納容器内 | 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち,長期TB | |
| への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直 | への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直 | は炉心損傷に至る前にRCICによる一時的な冷却に成功 | |
| 接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事 | 接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シ | しており,起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕 | |
| 故シーケンスのうち、1 次冷却材圧力が高圧で、原子炉 | ーケンスのうち,1次冷却材圧力が高圧で,原子炉容器 | の観点ではTQUX, TBD, TBU及びS2Eが厳しいPDSとなる。 | |
| 容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分 | が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散す | 高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX, TBD, TBU及びS2E | |
| 散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、 | る割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし,時間 | にPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのう | |
| 時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくな | 余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補 | ち,本格納容器破損モードを代表するPDSとして,TQUX | |
| る補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常 | 助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所 | を選定する。 | |
| 用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事 | 内交流電源が喪失し,補助給水機能が喪失する事故」を | TQUXに属する事故シーケンスのうち, 事象進展が早 | |
| 故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | 評価事故シーケンスとして選定する。 | く, 炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因 | |
| なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注 | なお,代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 | とし,逃がし安全弁の再開失敗を含まない,「過渡事象 | 設計の相違 |
| 水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポ | 器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納 | +高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧 | 設備名称の相違 |
| ンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水に | 容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自 | 失敗(+DCH発生)」を評価事故シーケンスとして選定す | |
| よる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点 | 然対流冷却の有効性を確認する観点から,原子炉補機冷 | వం | |
| A A MARKET AND A | | | 1 |

却機能喪失の重畳を考慮する。

から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

| 数等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
|--|------------------------------|-----------------------------------|------------|
| | | | |
| d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材相互作用 | d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料→冷却材相互作用 | |
| 破断口径が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 破断規模が大きく,原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉 | |
| の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融 | の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融 | 圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)の観点か | |
| 炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されな | 炉心の崩壊熱が大きく,原子炉格納容器内が冷却されな | らは,格納容器下部の水中へ落下する溶融炉心の割合が | |
| いPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、 | いPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち,中 | 多く,原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギ | |
| 中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破 | 破断LOCAに比べ破断規模が大きく原子炉容器破損時の | ーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が | |
| 損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さ | 炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし,さらに炉心損 | 高圧で破損に至る場合,格納容器に放出される溶融炉心 | |
| らに炉心損傷を早める観点から高圧注入機能及び低圧 | 傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の | が分散され易いと考えると,原子炉圧力容器が低圧で破 | |
| 注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクー | 喪失を,原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さ | 損に至る場合の方が,格納容器下部へ一体となって落下 | |
| ル度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機 | くなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を | する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また,本 | |
| 能の喪失を想定した「大破断LOCA時に高圧注入機 | 想定した「大破断LOCA時に低圧注入機能,高圧注入機能 | 格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する | |
| 能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪 | 及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評 | 上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策で | |
| 失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | 価事故シーケンスとして選定する。 | ある,格納容器下部への水張りが実施された状態を想定 | |
| また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器 | また,本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器 | しているが, その一方で, 原子炉圧力容器破損が想定さ | |
| への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水の | への注水としては,原子炉下部キャビティに溜まる水の | れる状況では,高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加 | |
| サブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が | サブクール度が相対的に小さい方が,冷却水から蒸気が | 熱の発生を防止するため,原子炉圧力容器の減圧が実施 | |
| 急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイ | 急激に生成し事象が厳しくなるため,格納容器スプレイ | されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が | |
| ポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプ | ポンプによる注水は想定せず,代替格納容器スプレイポ | 低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態 | 設備名称の相違 |
| による代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒 | ンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定す | で破損するTQUX, TBU, TBD及び長期TBは選定対象から除 | |
| 設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、 | る。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器ス | 外する。LOCAは,蒸気が急速に格納容器に流出するため, | |
| 格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小 | プレイは,格納容器スプレイポンプより開始時間が遅 | ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスよ | |
| さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小 | く,流量も小さいため,原子炉下部キャビティ水のサブ | り小さくなり,酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破 | |
| さくなり、事象を厳しく評価することとなる。 | クール度は小さくなり,事象を厳しく評価することとな | 損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネ | |
| | る。 | ルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から | |
| なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧 | なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 | 高温の冷却材が流出し格納容器下部に滞留する可能性 | 設計の相違 |
| <u>注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容</u> | 器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納 | があるが, FCIによる水蒸気爆発は, 低温の水に落下す | ・差異理由は P19 |
| 量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通 | 容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自 | る場合の方が発生する可能性が高い事象であり,格納容 | 記載のとおり |
| 水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する | 然対流冷却の有効性を確認する観点から,全交流動力電 | 器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能 | 設備名称の相違 |
| 観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機 | 源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。 | 性が低減されるものと考えられることから,LOCAは選定 | |
| 能喪失の重畳を考慮する。 | | 対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにお | |
| | | いて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子 | |
| | | 炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。 | |
| | | TQUVに属する事故シーケンスのうち,事象進展が早い | |
| | | 過渡事象を起因とし,発生頻度の観点で大きいと考えら | |
| | | れる逃がし安全弁の再開失敗を含まない,「過渡事象+ | |
| | | 高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却 失敗(+FCI | |

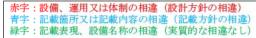
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

| <u>重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</u> 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|--|------------------------------|---------------------------------|-------|
| | | 発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。 | |
| | | | |
| e. 水素燃焼 | e. 水素燃焼 | d. 水素燃焼 | |
| 破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 本発電用原子炉施設では、格納容器内が窒素置換さ | |
| の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生 | の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生 | れ,初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い, | |
| 速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮に | 速度が大きく,格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮に | 水素濃度は容易に13vo1%を超えることから、水素燃焼防 | |
| より、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSであ | より、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSであ | 止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷に | |
| る「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断L | る「AEI」に属する事故シーケンスのうち,中破断LOCA | より放出される核分裂生成物による水の放射線分解に | |
| OCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早くなり、 | に比べ破断規模が大きく、事象進展が早くなり、初期か | 伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モード | |
| 初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大き | ら水素放出が開始され,かつ,水素放出速度が大きくな | はPRAから抽出されたものではないが,評価のためにPDS | |
| くなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の | る大破断LOCAを起因とし,事象初期の大容量の炉心注水 | を格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選 | |
| 炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、 | に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し,さらに炉 | 定する。酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度 | |
| さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点か | 心損傷を早め,時間余裕及び設備容量の観点から厳しく | は他の気体の存在量の影響を受けるため,炉心損傷後の | |
| ら厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大 | なるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA | 格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考 | |
| 破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪 | 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を | えられるジルコニウムー水反応による水素発生に着目す | |
| 失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | 評価事故シーケンスとして選定する。 | る。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウムー水反 | |
| | | 応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材 | |
| | | の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCA | |
| | | では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧さ | |
| | | れ、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されること | |
| | | から,ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少 | |
| | | なくなり,水素濃度は 13vo1%を上回るものの,その他 | |
| | | のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。 | |
| | | このため,LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸 | |
| | | 素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考え | |
| | | られる。さらに,原子炉圧力容器破損の有無の影響を考 | |
| | | えると, 原子炉圧力容器が破損する場合には, 格納容器 | |
| | | 下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じ | |
| | | る非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与す | |
| | | る可能性が考えられることから,同じPDSでも原子炉圧 | |
| | | 力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考 | |
| | | える。また、「1.2.1.1(3)重要事故シーケンスの選定」 | |
| | | に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンス | |
| | | のうち,格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故 | |
| | | シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注 | |
| | | 水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出さ | |
| | | れている。これらのことから,「大破断LOCA+ECCS失敗+ | |

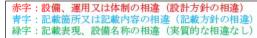
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|----------------------------|-------------------------------|-----------------------------------|---------|
| | | 低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損 | |
| | | モードの評価事故シーケンスとして選定する。 | |
| | | 有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する | |
| | | 観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発 | |
| | | 生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格 | |
| | | 納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮 | |
| | | し, 炉心損傷後に原子炉注水に成功し, 格納容器ベント | |
| | | を実施しない場合について評価するものとする。 | |
| f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 | f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 | e. 溶融炉心・コンクリート相互作用 | |
| 破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量 | 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉 | |
| の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融 | の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融 | 心・コンクリート相互作用の観点からは、格納容器下部 | |
| 炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がな | 炉心の崩壊熱が大きく,原子炉格納容器内への注水がな | に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しく | |
| く原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却さ | く原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却さ | なる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合,格納容 | |
| れないPDSである「AED」に属する事故シーケンスの | れないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、 | 器に放出される溶融炉心が分散され易く,また,落下速 | |
| うち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展 | 中破断L0CAに比べ破断規模が大きく事象進展が早くな | 度が大きくなることで、格納容器下部に落下した際の粒 | |
| が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破 | り原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを | 子化割合が高くなり,落下した溶融炉心が冷却され易い | |
| 断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入 | 起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能, 高圧注入機 | と考えると,原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の | |
| 機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪 | 能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評 | 方が,格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の | |
| 失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。 | 価事故シーケンスとして選定する。 | 割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器の | |
| なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注 | なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 | 破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器 | という相違 |
| 水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポ | 器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納 | 雰囲気直接加熱の発生を防止するため,原子炉圧力容器 | 受備名称の相談 |
| ンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水に | 容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自 | の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子 | |
| よる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点 | 然対流冷却の有効性を確認する観点から,全交流動力電 | 炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものと | |
| から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失 | 源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。 | し,高圧状態で破損するTQUX,TBD,TBU,長期TB及びS2E | |
| の重畳を考慮する。 | | は選定対象から除外する。原子炉圧力容器が低圧破損に | |
| | | 至る事象として、TQUV (TQUXにおける炉心損傷後の手動 | |
| | | 減圧を含む),中破断LOCA及び大破断LOCAが抽出される | |
| | | が,LOCAは格納容器下部への冷却材の流入の可能性があ | |
| | | り, 溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事 | |
| | | 象とはならないと考えられるため, 選定対象から除外す | |
| | | る。よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい | |
| | | PDSとして、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの | |
| | | 時間余裕の観点から厳しいTQUVを選定する。 | |
| | | TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早 | |
| | | く,対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因と | |
| | | し、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁 | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
|----------------------------------|--|---|---------|
| 入政光电历3/4万》 | 伯光电//13 5/2* | | 左共の配り |
| | | の再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 | |
| | | ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗)」を評価 | |
| | | 事故シーケンスとして選定する。 | |
| 格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについ | 格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについ | 格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについ | |
| て整理した結果を第 1.2.3表に示す。 | て整理した結果を第6.2.3表に示す。 | て整理した結果を第1.2.3表に示す。 | |
| 2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | |
| 「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケ | 6.2.2.1に挙げた格納容器破損モードについては、格納容 | 「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケ | 記載表現の相談 |
| ンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納 | 器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため, | ンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納 | |
| 容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するた | 以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触(シェ | 容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するた | |
| め、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触(シ | ルアタック)については、BWRマーク I 型の原子炉格納容器 | め、以下の評価項目を設定する。 | |
| ェルアタック)については、BWRマークI型の原子炉格納 | 特有の事象であり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融 | なお,格納容器直接接触(シェルアタック)については,BWR | |
| 容器特有の事象であり、PWRでは原子炉格納容器が大き | 炉心が壁面に流れる構造ではないため,発生の可能性がない | MARK-I 型の格納容器に特有の格納容器破損モードであり、 | |
| く、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能 | と考えられることから、本格納容器破損モードに係る評価項 | MARK-I改良型の格納容器は溶融炉心が原子炉格納容器バウ | |
| 性がないと考えられることから、本格納容器破損モードに係 | 目(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 | ンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触 | |
| る評価項目(原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床 | 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 | (シェルアタック)に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に | |
| 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 | 融炉心が適切に冷却されること)については、評価項目とし | 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 | |
| と及び溶融炉心が適切に冷却されること)については、評価 | て設定しない。 | 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 | |
| 項目として設定しない。 | | こと」については、有効性を確認するための評価項目として | |
| | | 設定しない。 | |
| (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を | (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が,限界圧力を | (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力で | |
| 下回る圧力である最高使用圧力0.39MPa[gage]の2倍の圧 | 下回る圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の | ある 最 高 使 用 圧 力 0.427MPa[gage] の 2 倍 の 圧 力 | 設計の相違 |
| 力0.78MPa[gage]を下回ること。 | 圧力0.566MPa[gage]を下回ること。 | 0.854MPa[gage]を下回ること。 | |
| (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を | (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が,限界温度を | (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 | |
| 下回る温度である200℃を下回ること。 | 下回る温度である200℃を下回ること。 | 200℃を下回ること。 | |
| (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚 | (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚 | (3) 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 | 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 | 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。 | るものであること。 | るものであること。 | |
| (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は | (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は | (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は | |
| 2. 0MPa[gage]以下に低減されていること。 | 2. OMPa[gage]以下に低減されていること。 | 2. OMPa[gage]以下に低減されていること。 | |
| (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料一冷却材相互作用 | (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用 | (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に | |
| による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウン | による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウン | よる熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダ | |
| ダリの機能が喪失しないこと。 | ダリの機能が喪失しないこと。 | リの機能が喪失しないこと。 | |
| (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を | (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を | (6) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止す | |
| 防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度 | (b) 赤子が招新谷品が破損するう能任のある赤米の深輝を 防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度 | (の) 福祉な福祉が取損する可能性ののの小米の保護を約止す ること。具体的には、格納容器内の酸素濃度が5vo1%以下 | |



| 事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 沿宪电所35% 有効性評価 比較衣 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 的な相違な |
|---|---|---|-------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説 |
| がドライ条件に換算して13vo1%以下であること。 (7)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1) の要件を満足すること。 (8)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。 | がドライ条件に換算して13vo1%以下であること。 (7)可燃性ガスの蓄積,燃焼が生じた場合においても,(1) の要件を満足すること。 (8)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。 | であること。 (7)可燃性ガスの蓄積,燃焼が生じた場合においても,(1) の要件を満足すること。 (8)溶融炉心による侵食によって,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。 | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |



| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|--------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|---------|
| 2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事 | 6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事 | 1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 | |
| 故 | 故 | 故 | |
| 2.3.1 想定事故 | 6.2.3.1 想定事故 | 1.2.3.1 想定事故 | |
| 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがあ | 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがあ | 「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがあ | |
| る事故」 については、本原子炉施設において、使用済燃料ピ | る事故」については、本原子炉施設において、使用済燃料ピ | る事故」については、本発電用原子炉施設において、燃料プ | |
| ット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性が | ット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性が | ール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性が | |
| あると想定する以下の事故の評価を行う。 | あると想定する以下の事故の評価を行う。 | あると想定する以下の事故の評価を行う。 | |
| (1) 想定事故 1 | (1) 想定事故1 | (1) 想定事故1 | |
| 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失する | 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失する | 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することに | |
| ことにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸 | ことにより,使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し,蒸 | より, 燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位 | |
| 発により水位が低下する事故 | 発により水位が低下する事故 | が低下する事故 | |
| (2) 想定事故 2 | (2) 想定事故 2 | (2) 想定事故 2 | |
| サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小 | サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小 | サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な | |
| 規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する | 規模な喪失が発生し,使用済燃料ピットの水位が低下する | 喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故 | |
| 事故 | 事故 | | |
| 2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | |
| 「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用 | 6.2.3.1に挙げた想定事故については、使用済燃料ピット | 「1.2.3.1 想定事故」 に挙げた想定事故については, 燃料 | 記載表現の相違 |
| 済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対 | における燃料損傷を防止するための対策に対して有効性が | プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有 | |
| して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設 | あることを確認するため,以下の評価項目を設定する。 | 効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定す | |
| 定する。 | | వం | |
| (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | |
| (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | |
| (3) 未臨界が維持されていること。 | (3) 未臨界が維持されていること。 | (3) 未臨界が維持されていること。 | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 沿轮 黽//f 3 亏 沪 有 幼生 評 恤 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | で的な相違なし |
|-----------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|---------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | 6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | 1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある | |
| 事故 | 事故 | 事故 | |
| 2.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | |
| 定 | 定 | 定 | |
| 運転停止中の原子炉は、主発電機の解列から並列までの期 | 運転停止中の原子炉は,発電機の解列から並列までの期間 | 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが | 記載表現の相違 |
| 間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。この | とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このた | ある事故」 については, 主復水器真空破壊から制御棒引き抜 | |
| ため、プラントの運転状態、1 次冷却系の開放状態、1 次冷 | め,プラントの運転状態,1次系の開放状態,1次系保有水 | き開始までの期間を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、 | |
| 却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備 | 量,崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に | 圧力等のプラントパラメータの類似性,保守点検状況等に応 | |
| の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえ | 応じて,プラントの状態を適切に区分した上で,「運転停止 | じた緩和設備の使用可能性,起因事象及び成功基準に関する | |
| で、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが | 中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」につ | 類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、 | |
| ある事故」については、運転停止中の原子炉において、燃料 | いては, 運転停止中の原子炉において, 燃料の著しい損傷に | 区分したプラント状態を考慮し,燃料の著しい損傷に至る可 | |
| の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケン | 至る可能性があると想定する事故シーケンスを,本原子炉施 | 能性があると想定する事故シーケンスを,本発電用原子炉施 | |
| スを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シ | 設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループ | 設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シー | |
| ーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループ | にグループ化し,事故シーケンスグループごとに重要事故シ | ケンスグループにグループ化し,運転停止中事故シーケンス | |
| ごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。 | ーケンスを選定して評価を行う。 | グループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行 | |
| | | う。 | |
| | | ※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃 | |
| | | 料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解 | |
| | | 析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解 | |
| | | 列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」と | |
| | | なり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から | |
| | | 主復水器真空破壊まで」及び「制御棒引抜き開始から原子炉 | |
| | | 起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運 | |
| | | 転時及びプラント停止時の期間においては, 給復水系を含む | |
| | | 緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、か | |
| | | つ,発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時にお | |
| | | ける内部事象レベル1PRAの評価範囲と位置づけている。 | |
| (添付資料 1.2.2) | (添付資料6.2.2) | (添付資料 1.2.1) | |
| | | | |
| (1) 運転停止中事故シーケンスの抽出 | (1) 運転停止中事故シーケンスの抽出 | (1) 運転停止中事故シーケンスの抽出 | |
| 停止時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から | 停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から | 内部事象停止時レベル1PRAにおいては,各起因事象の発 | |
| 燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ | 燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ | 生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の | |
| 等を第 1.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷 | 等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷 | 組合せ等を第 1.2.6 図に示すイベ ントツリーで分析し, | |
| に至る事故シーケンスを抽出する。 | に至る事故シーケンスを抽出する。 | 燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。 | |
| (2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化 | (2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化 | (2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化 | |
| 運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、 | PRAの結果を活用して抽出した事故シーケンスを,重大 | PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについ | 記載方針の相違 |

| 故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 禄字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|--|---------------------------------------|------------------------------------|-----------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなる | 事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう, | て,重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとな | ・泊では 6.2.1.1(2) |
| よう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを | 燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグルー | るよう,燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンス | の記載との整合を図 |
| 以下のように分類している。 | プを以下のように分類している。 | を以下のように分類する。 | った (伊方と同様) |
| | | なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機 | |
| | | 器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく, | |
| | | また, 万一, 反応度事故に至った場合でも, 局所的な事象 | |
| | | で収束し,燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至る | |
| | | ことは考え難いことから,内部事象停止時レベル1PRAの起 | |
| | | 因事象から除外しているが,本事故事象に対する対策の有 | |
| | | 効性を確認する観点や「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」にて | |
| | | 挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含 | |
| | | 関係も踏まえて追加する。 | |
| a. 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷 却機能喪失) | a.崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失) | a. 崩壞熱除去機能喪失 | |
| b. 全交流動力電源喪失 | b. 全交流動力電源喪失 | b. 全交流動力電源喪失 | |
| c. 原子炉冷却材の流出 | c . 原子炉冷却材の流出 | C. 原子炉冷却材の流出 | |
| d.反応度の誤投入 | d.反応度の誤投入 | d.反応度の誤投入 | |
| 3) 重要事故シーケンスの選定 | (3) 重要事故シーケンスの選定 | (3) 重要事故シーケンスの選定 | |
| 運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価 | 運転停止中事故シーケンスグループごとに,有効性評価 | 運転停止中事故シーケンスグループごとに,有効性評価 | |
| の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停 | の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停 | の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停 | |
| 止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが | 止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが | 止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが | |
| 含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間 | 含まれる場合には,燃料損傷防止対策の実施に対する時間 | 含まれる場合には,燃料損傷防止対策の実施に対する時間 | |
| 余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量等の観点で、より厳 | 余裕,燃料損傷防止に必要な設備容量及び運転停止中事故 | 余裕,燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故 | 記載方針の相違 |
| しいシーケンスを選定する。 | シーケンスグループ内の代表性の観点で,より厳しいシー | シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しいシー | ・泊では等の記載を |
| | ケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下 | ケンスを選定する。重要事故シー ケンスの選定結果は以 | 明確化(伊方と同様 |
| | のとおりである。 | 下のとおりである。 | |
| a. 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷 却機能喪失) | a.崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失) | a. 崩壞熱除去機能喪失 | |
| 要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、 | 炉心注水開始までの時間余裕及び要求される設備容 | 本事故シーケンスグループは,運転中の残留熱除去系 | 記載方針の相違 |
| 1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドルー | 量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少 | の故障等が発生した後,崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し, | |
| プ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故 | ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能 | 燃料損傷に至るものである。本事故シーケンスグループ | |
| シーケンスとして選定する。 | が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定す | に含まれる事故シーケンスは、代表性の観点から、残留 | |
| | | | 1 |

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 泪発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|---|--|--|-------------------------------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| なお、蕃圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉 心注水の有効性を確認する観点から、充てん注入機能及 び高圧注入機能の喪失の重畳を考慮する。 | なお,代替格納容器スプレイボンプによる炉心注水の 有効性を確認する観点から,充てんポンプの機能喪失の 重畳を考慮する。 | +崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスと して選定する。 なお、原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を 含む。)の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合 については、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失 において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。 | ・泊は代替格納容器 スプレイポンプの起 動に対する余裕時間 |
| b. 全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。 全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | b. 全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。 全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し,代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く,かつ,要求される設備容量の観点から,炉心崩壊熱が高く,1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し,原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | | はしていない |
| c.原子炉冷却材の流出流量が多く、1 次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1 次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドルーブ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。 | c.原子炉冷却材の流出 1次冷却材の流出流量が多く、1次系保有水の確保の 観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧 カバウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケ ンスとして選定する。 | c.原子炉冷却材の流出 本事故シーケンスグループは,原子炉冷却材圧カバウ ンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却 材が系外に流出後,崩壊熟除去・炉心冷却の失敗によっ て,燃料損傷に至るものである。 事象認知までに要する時間や冷却材の流出量の観点 から,「原子炉冷却材の流出(RHR 切替時の冷却材流出)+ 崩壊熟除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとし て選定する。 なお,「原子炉冷却材の流出(CRD 交換時の冷却材流 出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については,必要な設 備容量が大きいものの,運転操作に伴う冷却材流出事象 と異なり,作業・操作場所と流出発生個所が同一である ため認知は容易であると考えられるため,重要事故シー ケンスとしては選定しない。また,「原子炉冷却材の流 出(LPRM 交換時の冷却材流出)+崩壊熟除去・炉心冷却失 | |

EL #HM D +44 1 1 ++ 1.11 + - 1 - 14 6.

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | | | |
|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|---------|--|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 | |
| | | 敗」については、必要な設備容量が比較的小さく、運転 | | |
| | | 操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と | | |
| | | 流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考 | | |
| | | えられるため、重要事故シーケンスとしては選定しな | | |
| | | い。また、「原子炉冷却材の流出(CUW ブロー時の冷却 | | |
| | | 材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、炉心 | | |
| | | 損傷頻度が比較的大きいものの、冷却材流出発生時に | | |
| | | は、ブロー水の排水先の放射性廃棄物処理設備の運転員 | | |
| | | による異常の認知にも期待でき,認知は容易であると考 | | |
| | | えられるため、重要事故シーケンスとしては選定しな | | |
| | | <i>v</i> . | | |
| d.反応度の誤投入 | d.反応度の誤投入 | d. 反応度の誤投入 | | |
| 反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤 | | 本事故シーケンスグループは、反応度事故により、燃 | | |
| 投入事故」のみである。 | 投入事故」のみである。 | 料損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに | | |
| 定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈 | | 含まれる事故シーケンスは「制御棒の誤引き抜き」のみ | | |
| が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間 | | であることから、重要事故シーケンスとして選定する。 | | |
| 余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体 | | 具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される | | |
| 積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入す | 積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入す | 試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態 | | |
| る事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | る事故」を重要事故シーケンスとして選定する。 | から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った | | |
| | | 操作によって引き抜かれ、異常な反応度の誤投入を認知 | | |
| | | できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。 | | |
| | | てきりに旅行の頂面に王の争取」を心たりる。 | | |
| 各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事 | 各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事 | 各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事 | | |
| 故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理し | 故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理し | 故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理し | | |
| た結果を第1.2.4表に示す。 | た結果を第6.2.4表に示す。 | た結果を第1.2.4 表に示す。 | | |
| に加水と外1.2.14(にパリ)。 | 10 mar 2 910. 2. 42 (C.1. 9 8 | | | |
| 1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | 1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定 | | |
| 「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シー | 6.2.4.1に挙げた事故シーケンスグループについては,運 | 「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シー | 記載表現の相違 | |
| ケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについて | 転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するた | ケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについて | | |
| は、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止す | めの対策に対して有効性があることを確認するため,以下の | は,運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止す | | |
| るための対策に対して有効性があることを確認するため、以 | 評価項目を設定する。 | るための対策に対して有効性があることを確認するため,以 | | |
| 下の評価項目を設定する。 | | 下の評価項目を設定する。 | | |
| (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 | | |
| (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 | | |
| (3) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作におけ | (3) 未臨界を確保すること(ただし,通常の運転操作におけ | (3) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作におけ | | |
| る臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅 | る臨界,又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅 | る臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅 | | |



6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|-------------------|-------------------|-------------------|-------|
| かな出力上昇を伴う臨界は除く。)。 | かな出力上昇を伴う臨界は除く。)。 | かな出力上昇を伴う臨界は除く。)。 | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 的な相違なし) |
|-------------------------------|--------------------------------|-------------------------------|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 1.3 評価に当たって考慮する事項 | 6.3 評価に当たって考慮する事項 | 1.3 評価に当たって考慮する事項 | |
| 1.3.1 有効性評価において考慮する措置 | 6.3.1 有効性評価において考慮する措置 | 1.3.1 有効性評価において考慮する措置 | |
| グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技 | グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技 | グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技 | |
| 術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許 | 術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許 | 術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事 | |
| 可基準規則等への適合性について(重大事故等対処設備)」と | 可基準規則等への適合性について(重大事故等対処設備)」と | 故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行 | |
| の関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技 | の関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技 | う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合 | |
| 術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じること | 術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じること | 状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等 | |
| とした措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について | とした措置のうち,「設置許可基準規則等への適合性について | 対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象 | |
| (重大事故等対処設備)」で重大事故等対策として用いたもの | (重大事故等対処設備)」で重大事故等対策として用いたもの | とするが,手順及び体制としてはその他の措置との関係も含め | |
| を対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係 | を対象とするが, 手順及び体制としてはその他の措置との関係 | て必要となる水源,燃料及び電源の資源や要員を整理し,資源 | |
| も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理 | も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理 | 及び要員の確保に関する評価を行う。 | |
| し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。 | し,資源及び要員の確保に関する評価を行う。 | | |
| なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ | なお,「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ | なお,「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ | |
| る事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数 | る事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数 | る事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数 | |
| の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していな | の対策があり,それぞれで重要事故シーケンスを選定していな | の対策があり,それぞれで重要事故シーケンス等を選定してい | |
| い場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中 | い場合には,代表性,包絡性を整理し,解析を行い,「運転中 | ない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運 | |
| の原子炉における重大事故」における一つの格納容器破損モー | の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モー | 転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損 | |
| ドにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析 | ドにおいて複数の対策がある場合は,各々の対策において解析 | モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策におい | |
| を行う。 | を行う。 | て解析を行う。 | |
| 1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 | 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 | 1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 | |
| グループ化した事故シーケンスごとに、PFAの結果を踏まえ、 | グループ化した事故シーケンスごとに, PRAの結果を踏まえ, | グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、 | |
| 起因事象の発生に加えて想定する共通要因故障又は系統間の | 起因事象の発生に加えて想定する共通原因故障又は系統間の | 起因事象の発生に加えて想定する多重故障,共通原因故障又は | 記載表現の相違 |
| 機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮す | 機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮す | 系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失 | |
| る。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した | る。また,機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した | を考慮する。 | |
| 設備の復旧には期待しない。 | 設備の復旧には期待しない。 | また,機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設 | |
| | | 備の復旧には期待しない。 | |
| | (添付資料 6. 3. 4) | (添付資料 1.3.1) | 添付資料の相違 |
| | | | ・泊では各重要 |
| | | | 故シーケンス等 |
| | | | おける安全機能 |
| | | | 喪失に対する仮 |
| | | | をまとめた添付 |
| | | | 料を作成 (女川 |
| | | | 同様) |
| 1.3.3 外部電源に対する仮定 | 6.3.3 外部電源に対する仮定 | 1.3.3 外部電源に対する仮定 | |
| 外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系 | 外部電源有無の双方について考慮するが,基本的には常用系 | 外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系 | |

| 、重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 青子:記載菌所又は記載内谷の相違(記録字:記載表現、設備名称の相違(実質 | |
|--|--|--|---------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作 への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、 外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に 対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源が | 機器の機能喪失,工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作 への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし, 外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に 対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は,外部電源が | 機器の機能喪失,工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作 への影響を考慮して,有効性を確認するための評価項目に対し て評価結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。 | |
| ある場合を想定する。 1.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起 こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設 計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置している ことから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。 | ある場合を想定する。 6.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起 こすことを想定しており,さらに,重大事故等対処設備は,設 計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置している ことから,重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。 | 1.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は,設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起 こすことを想定しており,さらに,重大事故等対処設備は,設 計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置している ことから,重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。 | |
| 1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、 原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操 作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時 間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮す る。 (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実 施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開 始する。 (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作について は、(1)の操作から1分後に開始する。 (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達し たことを起点として中央制御室で実施する操作については、 操作開始条件到達から10分後に開始する。 (4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達し たことを起点として現場で実施する操作については、操作開 始条件到達から30分後に開始する。 (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操 作を開始する。 (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操 作を開始する。 なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば 順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定に おいては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の 状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間 を設定する。 | 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、 原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操 作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時 間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮す る。 (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実 施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開 始する。 (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作について は、(1)の操作から1分後に開始する。 (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達し たことを起点として中央制御室で実施する操作については、 操作開始条件到達から10分後に開始する。 (4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達し たことを起点として現場で実施する操作については、操作開 始条件到達から30分後に開始する。 (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操 作を開始する。 なお、運転員等は手順に従い、各操作条件を満たせば順次操 作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定において は、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等 を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定 する。 | 1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として,確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。 (1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。 a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。 b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。 c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。 c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。 本お、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等 | 記載表現の相違 |

| 大飯発電所3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異 人飯発電所3/4号炉 (2) 有効性評価における操作時間は,「技術的能力に係る審査 基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若 しくは時間余裕を踏まえて設定する。 第 (添付資料 1.3.1、1.3.2、1.3.3) (添付資料 6.3.1, 6.3.2, 6.3.3) (2) 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態と して、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイ 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 (添付資料 1.3.2) (3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 (3.6 考慮する範囲 (3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 (3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する意 1.3.6 考慮する意 1.3.6 考慮する範囲 |
|--|
| 1.3.6 考慮する範囲 6.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 1.3.6 考慮する範囲 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態と 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態と 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態と |
| 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運転状態を考慮する。また、有効性評価 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運転状態を考慮する。また、有効性評価 においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状 態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析 としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析 としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的 に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間 の対策成立性を評価する。 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運転状態を考慮する。 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等 |

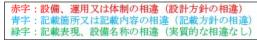


| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|--|---|-----------------------------------|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム(1) | 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム | 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム | |
| 有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に | 有効性評価に使用する解析コードは,事故シーケンスの特徴に | 有効性評価に使用する解析コードは,事故シーケンスの特徴に | |
| 応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、 | 応じて,重要現象がモデル化されており,実験等を基に検証され, | 応じて, 重要現象がモデル化されており, 実験等をもとに妥当性 | |
| 適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以 | 適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして,以 | が確認され,適用範囲を含めてその不確かさが把握されているも | |
| 下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に | 下に示す解析コードを使用する。また, 重要事故シーケンス等に | のとして,以下に示す解析コードを使用する。また,重要事故シ | |
| 対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等 | 対して適用する解析コードについて,事故シーケンスグループ等 | ーケンス等に対して適用する解析コードについて,事故シーケン | |
| との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。 | との対応を第6.4.1表から第6.4.3表に示す。 | スグループ等との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。 | |
| | | ここで記載している,解析コードの妥当性確認内容や不確かさ | |
| | | 等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビ | |
| | | アアクシデント解析コードについて」に示す。 | |
| (添付資料 1.4.1) | (添付資料 6.4.1) | (添付資料 1.4.1) | |
| 1. 4. 1 M $-$ R E L A P 5 ⁽¹⁾ | 6.4.1 M-RELAP5 ⁽¹⁾ | 1. 4. 1 SAFER | 【女川】 |
| 2.4.1.1 概要 | 6.4.1.1 概要 | 1.4.1.1 概要 | 使用する解析コー |
| 制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を | 制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を | 長期間熱水力過渡変化解析コードSAFERは、長期間の原子 | ドの相違 |
| 有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い | 有し,原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い | 炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9 | |
| 解析コードである。 | 解析コードである。 | ノードに分割し, 原子炉圧力, 各ノードの水位変化等を計算 | |
| 熱流動解析では、1次冷却系及び2次冷却系を複数のボリ | 熱流動解析では,1次及び2次冷却系を複数のボリューム | する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては,上部タイ プ | |
| ューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気 | 及びボリュームを接続するジャンクションで表し,気液各相 | レート,炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象 | |
| 液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、 | の質量,運動量及びエネルギ保存式を独立に解き,各ボリュ | (CCFL)及び上部 プレナムにおけるサブクール域の局在化に | |
| 各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクショ | ームの冷却材の圧力, 温度, 密度及びジャンクションの流量 | より冷却材が下部プレナムに落下する現象(CCFLブレークダ | |
| ンの流量を各相について計算する。原子炉の解析において | を各相について計算する。原子炉の解析においては,炉心出 | ウン)を考慮することができる。 | |
| は、 炉心出力変化、1 次冷却材ポンプ、 配管や機器からの冷 | 力変化,1次冷却材ポンプ,配管・機器からの冷却材の流出, | また, 本コードでは, 平均出力燃料集合体及び高出力燃料 | |
| 却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷 | 原子炉トリップ,制御保護設備,非常用炉心冷却設備の状態 | 集合体に対して燃料ペレット,燃料被覆管,チャンネルボッ | |
| 却設備の状態等の諸量の模擬を行う。 | 等の諸量の模擬を行う。 | クス等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算において | |
| また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別 | また, 同時に実行される燃料棒熱解析では, 炉心部を大別 | は、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の両射及び | |
| して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別 | して高温燃料棒,高温集合体領域及び平均集合体領域に区別 | 燃料棒とチャンネルボックスの両射を考慮することができ | |
| し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレ | し, 各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレ | る。また,燃料被覆管と 冷却水又は水蒸気との化学反応(ジ | |
| ット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動 | ット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し,熱流動 | ルコニウム-水反応)をBaker-Justの式によって計算し,表面 | |
| 計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割 | 計算側から計算ステップごとに得られる圧力, 温度, 気液割 | の酸化量を求める。さらに, 燃料棒内の圧力を計算すること | |
| 合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱 | 合, 流量等のパラメータを用いて熱発生, 熱伝導及び壁面熱 | によって, 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し, 破裂が | |
| 伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被 | 伝達を解き,評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被 | 起きた場合には,燃 料被覆管の内面に対してもジルコニウ | |
| 覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。 | 覆管最高温度,ジルコニウム-水反応量を評価する。 | ム−水反応を考慮する。 | |
| 本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究 | 本解析コードは,米国エネルギー省及びアイダホ国立研究 | 本コードの入力は,原子炉出力,原子炉圧力等の初期条件, | |
| 所により開発されたRELAP5-3Dを基に、PWRプラ | 所により開発されたRELAP5-3Dコードを基に, PWRプラントの | 原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量,燃料集合体及び炉 | |
| ントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの | 中小破断LOCA解析に適用するため,米国NRCの連邦規則であ | 心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、非常用炉 | |
| 連邦規則である、 10 CFR 50 Appendix K "ECCS Evaluation | る, 10 CFR 50 Appendix K "ECCS Evaluation Models"に | 心冷却系等の特性,想定破断の位置,破断面積等であり,出 | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
|--|--|---|--------|
| Models"にて要求される保守的なモデル (Moody臨界流 | て要求される保守的なモデル(Moody臨界流モデル等)を付 | 力として,原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管の最高温度, | |
| モデル等)を付加した解析コードである。 | 加した解析コードである。 | 燃料被覆管酸化量等が求められる。 | |
| 4.1.2 重要現象のモデル化 | 6.4.1.2 重要現象のモデル化 | 1.4.1.2 重要現象のモデル化 | |
| 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧 | 事故シーケンスの特徴に応じて,炉心,1次冷却系,加圧 | 事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心及び原子炉圧力容器 | |
| 器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。 | 器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。 | における重要現象がモデル化されている。具体的には以下の | |
| 具体的には、以下のとおりである。 | 具体的には、以下のとおりである。 | とおりである。 | |
| (1)炉心 | (1) 炉心 | (1)炉心 | |
| 重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆 | 重要現象として,崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆 | 核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化され | |
| 管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・ | 管酸化,沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・ | ている。 燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱 | |
| 対向流がモデル化されている。 | 対向流がモデル化されている。 | 伝達,沸騰遷移,燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモ | |
| (2)1次冷却系 | (2) 1 次冷却系 | デル化されている。熱流動については、重要現象として、 | |
| 重要現象として、冷却材流量変化(自然循環時)、冷却 材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ボイド率変化、 気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びEC CS蓄圧タンク注入がモデル化されている。 (3)加圧器 重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放 出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。 (4)蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出 (臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び 2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。 | 重要現象として,冷却材流量変化(自然循環時),冷却 材放出(臨界流・差圧流),沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離・対向流,圧力損失,ECCS強制注入及びECCS蓄圧 タンク注入がモデル化されている。 (3)加圧器 重要現象として,気液熱非平衡,水位変化及び冷却材放 出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。 (4)蒸気発生器 重要現象として,1次側・2次側の熱伝達,冷却材放出 (臨界流・差圧流),2次側水位変化・ドライアウト及び 2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。 | 沸騰・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,三次 元効果及び気液熱非平衡がモデル化されている。 (2)原子炉圧力容器 重要現象として,冷却材放出(臨界流・差圧流),沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流及びECCS 注水(給水系・代替注水 設備含む)がモデル化されている。 | |
| 1 1 0 で火性が調査がすかれたの何年 | | 1 4 1 0 で火星を割れがずれたような 小田相 | |
| 4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | |
| 事故シークシスの特徴に応じた重要現象に対するモデル の妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、 | 事故シークシスの特徴に応した重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF, | 事故シークシスの特徴に応した重要現象に対するモデル の妥当性確認を実施している。具体的には、TBL、ROSA-III | |
| の安当性確認を実施している。其体的には、OKU/ HIF、 ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、 | の安当住確認を実施している。真体的には、OKAL/INIF, ROSA/LSTF SB-CL-18, ROSA/LSTF SB-CL-39, PKL/F1.1, | 及び FIST-ABWR の実験解析により確認している。また、入 | |
| Marviken、LOFTL9-3、LOFTL6-1の試験解析等により確認し | ROSA/LSIF SB-CL-10, ROSA/LSIF SB-CL-39, FRL/FI.1, Marviken, LOFT L9-3, LOFT L6-1の試験解析等により確認し | | |
| | | 力条件により不確かさを考慮しているものを除いて,妥当性 | |
| ている。また、入力条件により不確かさを考慮しているもの | ている。また、入力条件により不確かさを考慮しているもの | 確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 | |
| を除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。 具体的には、第1.4.4表に示すとおりである。 | を除いて,妥当性確認により,その不確かさを把握している。 具体的には,第6.4.4表に示すとおりである。 | 1.4.4 表に示すとおりで ある。 | |
| 4.2 S P A R K L E $- 2^{(1)}$ | 6. 4. 2 SPARKLE-2 ⁽¹⁾ | 1. 4. 2 CHASTE | 【女川】 |
| 4.2.1 概要 | 6.4.2.1 概要 | 1.4.2.1 概要 | 使用する解析 |
| M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデル | M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次 | 炉心ヒートアップ解析コードCHASTEは, 燃料ペレット, 燃 | ドの相違 |

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 沿宪电所35% 有効性評価 比較衣 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | で的な相違な |
|-----------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|--------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説 |
| から3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3 | 元動特性モデルに変更し, 炉内熱流動に対しても3次元二相 | 料被覆管,チャンネルボックス等の温度計算を行うコードで | |
| 次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-REL | 流動解析を採用した解析コードであり, M-RELAP5, 3次元炉 | ある。本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大9ノード | |
| AP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3 | 心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元熱流動解析コード | に分割し、燃料集合体内燃料棒を1本ごとに全て取り扱い、 | 記載表現の相 |
| 次元炉心熱流動特性コードMIDACの三つの要素コード | MIDACの3つの要素コードを動的に結合し,1次冷却系全体 | その熱的相互作用(両射)を考慮している。また、ジルコニウ | |
| を動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特 | の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳 | ム-水反応 をBaker-Justの式によって計算し,表面の酸化量 | |
| 性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析 | 細なプラント過渡特性解析コードである。 | を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、 | |
| コードである。 | | 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し,破裂が起きた場合 | |
| 結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界 | 結合計算の流れとしては, 炉心過渡計算のため, 炉心境界 | には,燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を | |
| 条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口 | 条件として1次冷却材圧力, 炉心入口エンタルピ, 炉心入口 | 考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数 | |
| 流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCO | 流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及び | は、SAFERで求めた値を用いる。 | |
| SMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算で | MIDACに受け渡される。炉心過渡計算では,M-RELAP5から受 | 本コードの入力は、原子炉出力及び原子炉圧力の時間変 | |
| は、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCO | け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元 | 化, 炉心露出時間, 再冠水時間, 炉心スプレイによる冷却開 | |
| SMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MI | 出力分布に基づき,MIDACにて熱流束,燃料棒内温度,炉心 | 始時間等のプラント過渡特性,燃料集合体及び炉心に関する | |
| DACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度/温度及 | 冷却材密度/温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し,そ | データ並びに熱伝達係数変化であり、出力として、燃料被覆 | |
| びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACか | の後,MIDACから受け渡された燃料実効温度,炉心冷却材密 | 管の最高温度,燃料被覆管酸化量等が求められる。 | |
| ら受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度/温度及びほ | 度/温度及びほう素濃度を用いて, COSMO-Kにて中性子動特 | | |
| う素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算に | 性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。 | | |
| より炉心出力及び炉心出力分布を計算する。 | | | |
| 炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流 | 炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分 | | |
| 東分布がM−RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却 | 布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次系全体の熱流動を | | |
| 系全体の熱流動を計算する。 | 計算する。 | | |
| 4.2.2 重要現象のモデル化 | 6.4.2.2 重要現象のモデル化 | 1.4.2.2 重要現象のモデル化 | |
| 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発 | 事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心, 加圧器及び蒸気発 | 事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心における重要現象が | |
| 生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、 | 生器における重要現象がモデル化されている。具体的には, | モデル化されている。 | |
| 以下のとおりである。 | 以下のとおりである。 | 具体的には、以下のとおりである。 | |
| (1) 炉心 | (1) 炉心 | (1) 炉心 | |
| 核については、重要現象として、中性子動特性(核分裂 | 核については、重要現象として、中性子動特性(核分裂 | 核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化され | |
| 出力)、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果 | 出力),ドップラ反応度帰還効果,減速材反応度帰還効果 | ている。 燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱 | |
| 及び崩壊熱がモデル化されている。 | 及び崩壊熱がモデル化されている。 | 伝達,燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化され | |
| 燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化が | 燃料については,重要現象として,燃料棒内温度変化が | ている。 | |
| モデル化されている。熱流動については、重要現象として、 | モデル化されている。 | | |
| 沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。 | 熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変 | | |
| | 化がモデル化されている。 | | |
| (2) 加圧器 | (2) 加圧器 | | |
| 重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放 | 重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放 | | |
| 出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。 | 出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。 | | |

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方



| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|---|---|--|----------|
| (3) 蒸気発生器 | (3) 蒸気発生器 | | |
| 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出 | 重要現象として,1次側・2次側の熱伝達,冷却材放出 | | |
| (臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び | (臨界流・差圧流),2次側水位変化・ドライアウト及び | | |
| 2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。 | 2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。 | | |
| 1.4.2.3 検証、妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 6.4.2.3 検証/妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | |
| の検証、妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベ | の検証/妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベ | | |
| ンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-Ⅲ E-core実験解析、 NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解 | ンチマーク,LMWベンチマーク,SPERT-III E-core実験解析, NUPEC管群ボイド試験解析,LOFT L9-3,LOFT L6-1の試験解 | 験解析, 炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析に より確認している。また, 入力条件により不確かさを考慮し | |
| が時により確認している。また、入力条件により不確かさを | 析等により確認している。また、入力条件により不確かさを | ているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把 | |
| 考慮しているものを除いて、検証、妥当性確認により、その | 考慮しているものを除いて、検証/妥当性確認により、その | 握している,具体的には,第1.4.5表に示すとおりである。 | |
| 不確かさを把握している。具体的には、第 1.4.5表に示すと | 不確かさを把握している。具体的には、第6.4.5表に示すと | | |
| おりである。 | おりである。 | | |
| | | 1. 4. 3 REDY | 【女川】 |
| | | 1.4.3.1 概要 | 使用する解析コー |
| | | プラント動特性解析コードREDYは, 炉心, 原子炉圧力容器, | ドの相違 |
| | | 原子炉圧力容 器内部構造物,原子炉冷却材再循環系,主蒸 | |
| | | 気管,タービン系,原子炉格納容器 等のプラント全体を模 | |
| | | 擬し,6群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉 | |
| | | 心一点近似動特性,燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力 | |
| | | 挙動を計算する。 | |
| | | 本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、 | |
| | | 原子炉,主蒸気管,原子炉格納容器等のデータ,核データ, | |
| | | 燃料棒データ,各種制御系データ等であり,出力として,原 子炉出力,原子炉圧力,炉心流量,原子炉水位,格納容器圧 | |
| | | 力、サプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化 | |
| | | が求められる。 | |
| | | なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書にお | |
| | | いて適用実績のあるものに、格納容器圧力、サプレッショ | |
| | | ン・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができ | |
| | | るように、格納容器モデルを追加したものである。 | |
| | | 1.4.3.2 重要現象のモデル化 | |
| | | 事故シーケンスの特徴に応じて、 炉心, 原子炉圧力容器及 | |
| | | び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。 | |

差異の説明

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所 2号炉 具体的には、以下のとおりである。 (1) 炉心 核については, 重要現象として核分裂出力, 反応度フィ ードバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。 熱流動については, 重要現象として沸騰・ボイド率変化 がモデル化されている。 (2) 原子炉圧力容器 重要現象として、冷却材流量変化、冷却材放出(臨界流・ 差圧流), ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)及びほう 酸水の拡散がモデル化され ている。 (3) 原子炉格納容器 重要現象として、サプレッション・プール冷却がモデル 化されている。

| 1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | |
|--------------------------------|-----------|
| 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | |
| の妥当性確認を実施している。具体的には、ABWR及び従来型 | |
| BWRの実機試験解析、設計解析での確認等により確認してい | |
| る。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除 | |
| いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具 | |
| 体的には、第1.4.6表に示すとおりである。 | |
| 神町には、第1.4.0次に小りとおりてめる。 | |
| 1. 4. 4 SCAT | 【女川】 |
| | 使用する解析コー |
| 単チャンネル熱水力解析コードSCATは、単一チャンネルを | |
| 模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノード | 1 VIII DE |
| | |
| について,燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用し | |
| て冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質 | |
| 量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を | |
| 計算する。 | |
| 本コードの入力は,燃料集合体の幾何学的形状,軸方向出 | |
| 力分布等の炉心データ,燃料集合体出力,チャンネル入口流 | |
| 量等の初期条件, REDYコードの出力から得られたチャンネル | |
| 入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL | |
| 相関式に基づく限界出力比(CPR),各ノードでの冷却材流量, | |
| クオリティ等の時間変化が求められる。 | |
| | |

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発黽所3 亏炉 有効性評恤 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 的な相違なし) |
|--------------------------------|-----------------------------|---|---------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| | | いて適用実績のあるものに,沸騰遷移後の燃料被覆管温度を | |
| | | 求めることができるように, <mark>沸騰遷移後の燃料被覆管−冷却</mark> | |
| | | 材間の熱伝達評価式とリウェット相関式を適用している。 | |
| | | | |
| | | 1.4.4.2 重要現象のモデル化 | |
| | | 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象が | |
| | | モデル化されている。 | |
| | | 具体的には、以下のとおりである。 | |
| | | (1) 炉心 | |
| | | 核については, 重要現象として, 出力分布変化がモデル | |
| | | 化されている。 | |
| | | 燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、 | |
| | | 燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。 | |
| | | 熱流動については, 重要現象として, 気液熱非平衡がモ | |
| | | デル化されている。 | |
| | | 1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | |
| | | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | |
| | | の妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS試験、NUPEC | |
| | | BWR燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力 | |
| | | 条件により不確かさを考慮しているものを除いて,妥当性確 | |
| | | 認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 | |
| | | 1.4.7 表に示すとおりである。 | |
| 1. 4. 3 MAAP ⁽¹⁾ | 6.4.3 MAAP ⁽¹⁾ | 1.4.5 MAAP | |
| 1.4.3.1 概要 | 6.4.3.1 概要 | 1.4.5.1 概要 | |
| 重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷 | 重大事故等の事象進展の各段階を網羅し,原子炉,1次冷 | シビアアクシデント総合解析コードMAAPは, 炉心損傷を伴 | |
| 却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時 | 却系,原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時 | う事故シーケンスについて, 炉心損傷, 原子炉圧力容器破損, | |
| の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心 | の物理現象をモデル化するとともに,工学的安全設備や炉心 | 原子炉格納容器破損,放射性物質の環境放出に至るまでのプ | |
| 損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各 | 損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各 | ラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードで | |
| 種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成 | 種の機器についてのモデルを備えている。また,核分裂生成 | ある。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次 | |
| 物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融 | 物に関する物理現象をモデル化しており,事故時に炉心溶融 | 系,ドライウェル及びウェットウェルに分割し,重大事故等 | |
| に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分裂 | に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分裂 | 時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破 | |
| 生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このよ | 生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このよ | 裂、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸 | |
| うに、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コ | うに,広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コ | 気の生成,溶融炉心・コンクリート反応,格納容器圧力・温 | |
| ードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケン | ードであり,重大事故等時に想定される種々の事故シーケン | 度,放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル | |
| スについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過 | スについて,起因事象から安定した状態,あるいは過圧・過 | 化され, また, 種々の注水設備や冷却 設備の特性や制御系 | |

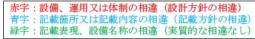
| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | (的な相違なし) |
|---|--|---|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。 | 温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 熱水力モデルでは、質量・エネルギ保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量・エネルギの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。 | がモデル化できるため,自動トリップや運転員操作等による システム応答を含む,重大事故等時のプラント挙動の評価が 可能である。 本コードの入力は,原子炉出力,原子炉圧力,格納容器圧 力,格納容器温度等の初期条件,原子炉の幾何学的形状及 び水力学的諸量,燃料集合体及び炉心に関するデータ,格納 容器自由空間体積,流路面積及び流路抵抗,注水設備,原子 炉 減圧設備及び冷却設備の特性,想定破断の位置及び破断 面積等であり,出力として,原子炉圧力,原子炉水位,燃料 温度,溶融炉心温度,格納容器圧力,格納容器温度,コンク リート侵食量,放射性物質の原子炉格納容器内の分布等が求 められる。 | |
| 1.4.3.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。 (1) 炉心 核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。 燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。 熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(炉心水位)・対向流がモデル化されている。 | 6.4.3.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。 (1) 炉心 核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。 燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。 熟流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(炉心水位)・対向流がモデル化されている。 | 1.4.5.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、 原子炉格納容器、原子炉圧力容器(炉心損傷後)、原子炉格納 容器(炉心損傷後)における重要現象がモデル化されている。 具体的には、以下のとおりである。 (1) 炉心 核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化され ている。燃料については、重要現象として、燃料棒内温度 変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管 酸化がモデル化されている。熱流動については、重要現象 として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対 向流がモデル化されている。 | |
| ふ。 (2) 1次冷却系 重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、 ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル 化されている。 (3) 加圧器 重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデ ル化されている。 (4) 蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出 | (2) 1次冷却系 重要現象として,気液分離・対向流,構造材との熱伝達, ECCS強制注入及びECCS 蓄圧タンク注入がモデル化されて いる。 (3) 加圧器 重要現象として,冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデ ル化されている。 (4) 蒸気発生器 重要現象として,1次側・2次側の熱伝達,冷却材放出 (臨界流・差圧流),2次側水位変化・ドライアウトがモ | (2) 原子炉圧力容器 重要現象として,冷却材流出(臨界流・差圧流)及びECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。 (3) 原子炉格納容器 重要現象として,格納容器各領域間の流動,構造材との 熱伝達及び内部熱伝導,気液界面の熱伝達,スプレイ冷却, 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに格 納容器ベント及びサプレッション・プール冷却がモデル化 されている。 | |

| 大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 汨発電所3 亏炉 有効性評恤 比較表 r.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 前な相違なし |
|--------------------------------------|---|---------------------------------------|--------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| デル化されている。 | デル化されている。 | (4) 原子炉圧力容器(炉心損傷後) | |
| (5) 原子炉格納容器 | (5) 原子炉格納容器 | 重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、 | |
| 重要現象として、区画間の流動(蒸気、非凝縮性ガス)、 | 重要現象として、区画間の流動(蒸気、非凝縮性ガス)、 | 原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化),原子炉圧力容器 | |
| 区画間の流動(液体)、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、 | 区画間の流動 (液体),構造材との熱伝達及び内部熱伝導, | 内FCI(デブリ粒子熱伝達),下部プレナムでの溶融炉心の | |
| スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内 | スプレイ冷却,格納容器再循環ユニットによる格納容器内 | 熱伝達,原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動 | |
| 自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。 | 自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。 | がモデル化されている。 | |
| (6) 炉心損傷後の原子炉容器 | (6) 炉心損傷後の原子炉容器 | (5) 原子炉格納容器(炉心損傷後) | |
| 重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃 | 重要現象として, リロケーション, 原子炉容器内溶融燃 | 重要現象として,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒 | |
| 料-冷却材相互作用(以下「原子炉容器内FCI」という。) | 料-冷却材相互作用(以下「原子炉容器内FCI」という。) | 化), 原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達), 格納容器 | |
| (溶融炉心細粒化)、原子炉容器内FCI(デブリ粒子熱 | (溶融炉心細粒化),原子炉容器内FCI(デブリ粒子熱伝 | 下部床面での溶融炉心の拡がり,溶融炉心と格納容器下部 | |
| 伝達)、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器 | 達), 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達, 原子炉容器破 | プール水との伝熱, 溶融炉心とコンクリートの伝熱, コン | |
| 破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動(以下「1次冷 | 損·溶融及び1次冷却系内核分裂生成物挙動がモデル化さ | クリート分解及び非凝縮性ガス発生並びに原子炉格納容 | |
| 却系内FP挙動」という。)がモデル化されている。 | れている。 | 器内IPP挙動がモデル化されている。 | |
| (7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 | (7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 | | |
| 重要現象として、原子炉容器外溶融燃料ー冷却材相互作 | 重要現象として,原子炉容器外溶融燃料-冷却材相互作 | | |
| 用(以下「原子炉容器外FCI」という。)(溶融炉心細粒 | 用(以下「原子炉容器外FCI」という。)(溶融炉心細粒化), | | |
| 化)、原子炉容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)、原子炉下 | 原子炉容器外FCI (デブリ粒子熟伝達), 原子炉下部キャビ | | |
| 部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子 | ティ床面での溶融炉心の拡がり,溶融炉心と原子炉下部キ | | |
| 炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝 | ャビティ水の伝熱, 溶融炉心とコンクリートの伝熱, コン | | |
| 熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納 | クリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核 | | |
| 容器内核分裂生成物挙動(以下「原子炉格納容器内FP挙 | 分裂生成物挙動がモデル化されている。 | | |
| 動」という。)がモデル化されている。 | | | |
| .3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | 6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | 1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | |
| 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | |
| の妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、 | の妥当性確認を実施している。具体的には,TMI事故解析, | の妥当性確認を実施している。具体的には, TMI事故解析, | |
| MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、 | MB-2実験解析,HDR実験解析,CSTF実験解析,ACE実験解析, | CORA実験解析, HDR実験解析, CSTF実験解析, ACE実験解析, | |
| SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度 | SURC実験解析, PHEBUS-FP実験解析, ABCOVE実験解析, 感度 | SURC-4実験解析,PHEBUS-FP実験解析,ABCOVE実験解析,感 | |
| 解析により確認している。また、入力条件により不確かさを | 解析により確認している。 また, 入力条件により不確かさを | 度解析等により確認している。また,入力条件により不確か | |
| 考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確か | 考慮しているものを除いて,妥当性確認等によりその不確か | さを考慮しているものを除いて,妥当性確認により,その不 | |
| さを把握している。具体的には、第1.4.6表に示すとおりで | さを把握している。具体的には,第6.4.6表に示すとおりで | 確かさを把握している。具体的には、第1.4.8 表に示すと | |
| ある。 | ある。 | おりである。 | |
| .4 GOTHIC ⁽¹⁾ | 6. 4. 4 GOTHIC ⁽¹⁾ | 1. 4. 6 APEX | 【女川】 |
| 4.4.1 概要 | 6.4.4.1 概要 | 1.4.6.1 概要 | 使用する解析 |
| 原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用 | 原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用 | 反応度投入事象解析コードAPEXは、熱的現象を断熱として | ドの相違 |

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | | | |
|------------------------------|-------------------------------|-----------------------------------|-------|--|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2号炉 | 差異の説明 | |
| 熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の3 | 熱流動解析コードであり, 質量, エネルギ及び運動量の3保 | おり, 炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子 | | |
| 保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方 | 存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し,状態方程式, | 動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を三次元(R-Z)拡 | | |
| 程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことに | 熱伝導方程式,各種構成式及び相関式等を解くことにより, | 散方程式で表す。 炉心各部分のエンタルピの上昇は,出力分 | | |
| より、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡 | 流体,構造材の相互作用,機器の作動を考慮した過渡解析が | 布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇 | | |
| 解析が可能である。 | 可能である。 | する間(エンタルピステップ)は、出力分布は一定としてい | | |
| 原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬す | 原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬す | る。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応 | | |
| るため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算 | るため,原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算 | 度及びドップラ反応度を考慮するが,このドップラ反応度 | | |
| で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液 | で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相,液 | は、三次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。 | | |
| 相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、 | 相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、 | APEXの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、 | | |
| 運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値 | 運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値 | 拡散係数, ドップラ係数, 炉心動特性パラメータ等の核デー | | |
| 的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。 | 的に解き,原子炉格納容器内の流動を模擬する。 | タ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子 | | |
| | | 東分布,エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求め | | |
| | | られる。 | | |
| | | APEXの出力に基づき,単チャンネル熱水力解析を行う場合 | | |
| | | には,単チャンネル熱水力解析コードSCAT(RIA用)を用いる。 | | |
| | | SCAT (RIA用)は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと燃料 | | |
| | | 被覆管の間の空隙部であるギャップ部及び燃料被覆管で構 | | |
| | | 成し, ノードごとに径方向の熱伝 達を計算する。燃料ペレ | | |
| | | ット及び燃料被覆管には,径方向一次元の非定常熱伝導方程 | | |
| | | 式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し, チャンネル内冷 | | |
| | | 却材には,質量,運動量及びエネルギー保存則を適用して冷 | | |
| | | 却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱 | | |
| | | 伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求め | | |
| | | る。 | | |
| | | SCAT (RIA用)の入力は、APEXの出力から得られた炉心平均 | | |
| | | 出力変化及び炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃 | | |
| | | 料集合体熱水力データ,燃料物性データ,ギャップ熱伝達係 | | |
| | | 数, ペレット径方向出力分布, 局所出力ピーキ ング係数等 | | |
| | | であり,出力として,非断熱燃料エンタルピの時間変化が求 | | |
| | | められる。 | | |
| 1.4.4.2 重要現象のモデル化 | 6.4.4.2 重要現象のモデル化 | 1.4.6.2 重要現象のモデル化 | | |
| 事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における | 事故シーケンスの特徴に応じて,原子炉格納容器における | 事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象が | | |
| 重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおり | 重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおり | モデル化されている。 | | |
| である。 | である。 | 具体的には、以下のとおりである。 | | |
| (1) 原子炉格納容器 | (1) 原子炉格納容器 | (1) 炉心 | | |
| 重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝 | 重要現象として区画間・区画内の流動,構造材との熱伝 | 核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布 | | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|---|---|---|-----------------|
| 達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化 されている。 4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | 達及び内部熱伝導,スプレイ冷却及び水素処理がモデル化 されている。 6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | 変化,反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果が モデル化されている。 燃料については,重要現象として,燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。 1.4.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | |
| 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル の妥当性確認を実施している。具体的には、 NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等に よる妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体 的には、第 1.4.7表に示すとおりである。 | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル の妥当性確認を実施している。具体的には,NUPEC試験 TestM-7-1,NUPEC試験TestM-4-3,熱伝達試験との比較等に よる妥当性確認により,その不確かさを把握している。具体 的には,第6.4.7表に示すとおりである。 | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル の妥当性確認を実施している。具体的には、SPERT-IIIE炉心 実験,実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式, MISTRAL臨界試験及び実機での制御棒価値測定試験により確 認している。また、入力条件により不確かさを考慮している ものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握して いる。具体的には、第1.4.9表に示すとおりである。 | |
| 4.5 COCO ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾ | 6. 4. 5 COCO ^{(1) (2) (3) (4)} | | 【女川】 |
| 4.5.1 概要 原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材 喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、湿度変化の評価を主 目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別 し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及び エネルギー保存則を解く。 気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水に ついては飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状 態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして 蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用い る。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原 子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組 み込まれている。 | 6.4.5.1 概要 原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材喪失 事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、 各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。 気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を複擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。 | | 使用する解析: ドの相違 |
| .4.5.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における 重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおり である。 (1)原子炉格納容器 重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモ デル化されている。 | 6.4.5.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて,原子炉格納容器における 重要現象がモデル化されている。具体的には,以下のとおりである。 (1)原子炉格納容器 重要現象として構造材との熟伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。 | | |



| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | ロ光電//J3 5 / / 「月3011年1111」に収入 Ⅰ.4.0 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | | と (大具中)が1日建なし |
|--------------------------------------|--|-------------|---------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | 6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 | | |
| 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデル | | |
| の妥当性確認を実施している。具体的には、 CVTR Test-3 | の妥当性確認を実施している。具体的には, CVTR Test-3試 | | |
| 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握して | 験解析による妥当性確認により,その不確かさを把握してい | | |
| いる。具体的には、第1.4.8表に示すとおりである。 | る。具体的には、第6.4.8表に示すとおりである。 | | |
| V 5. Separation 31.4.02 (CV 5) CO 5. | 5. Although 10. 1. 0 2 10. 7 2 10. 9 2 10. 9 2 | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |

| 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 「日」「よ」日連にし) |
|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|----------------------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
| .5 有効性評価における解析の条件設定の方針 | 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針 | 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針 | |
| 1.5.1 解析条件設定の考え方 | 6.5.1 解析条件設定の考え方 | 1.5.1 解析条件設定の考え方 | |
| 有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の | 有効性評価における解析の条件設定については,事象進展の | 有効性評価における解析の条件設定については,事象進展の | |
| 不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつ | 不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつ | 不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつ | |
| つ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータ | つ, 原則, 有効性を確認するための評価項目となるパラメータ | つ,原則,有効性を確認するための評価項目となるパラメータ | |
| に対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 | に対して余裕が小さくなるような設定とする。この際,「6.4 有 | に対して余裕が小さくなるような設定とする。この際,「1.4 有 | |
| 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析 | 効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コ | 効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コ | |
| コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確か | ードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさ | ードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさ | |
| さによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目とな | によって,さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となる | によって,さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目 | |
| るパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくな | パラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる | となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さ | |
| る可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うこ | 可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うこと | くなる可能性がある場合は,影響評価において感度解析等を行 | |
| とを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す | を前提に設定する。ただし,「6.5.2 共通解析条件」に示す解 | うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に | |
| 解析条件については共通の条件として設定する。 | 析条件については共通の条件として設定する。 | 示す解析条件については共通の条件として設定する。 | |
| なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状 | なお,初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状 | なお,初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施 | |
| 態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は | 態,事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は | 設の状態,事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故 | |
| 安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる | 安全機能の喪失の状態,機器条件とは重大事故等を収束させる | 障又は安全機能の喪失の状態,機器条件とは重大事故等を収束 | |
| 際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員 | 際に使用する重大事故等対処設備の状態,操作条件とは運転員 | させる際に使用する重大事故等対処設備の状態,操作条件とは | |
| 等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。 | 等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。 | 運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のこと | |
| | | をいう。 | |
| また、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事 | | | 評価条件の相違 |
| 故等が同時に発生することも想定しているが、3 号炉と4 号炉 | | | ・泊はシングル |
| は同一の評価条件であることから、3 号炉及び4号炉共通の条 | | | ラント評価のた |
| 件として記載する。 | | | ツインプラント |
| | | | の評価である大 |
| | | | とは評価条件が |
| | | | なる(女川と同 |
| | (添付資料 6.5.8) | (添付資料 1.5.1) | 添付資料の相違 |
| | | | 泊は当初3ル |
| | | | プ標準値をベー |
| | | | とした解析を実 |
| | | | していたが、そ |
| | | | 後個別解析に変 |
| | | | したことからそ |
| | | | 経緯をまとめた |
| | | | 付資料を作成 |
| | | | A STATE OF THE STATE OF |
| | | | |

| 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | 沿笼电/Jf3 亏分 有幼性評価 比較衣 F.4.0 | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | 重的な相違なし) |
|--------------------------------------|--|---|----------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 1.5.2 共通解析条件 | 6.5.2 共通解析条件 | 1.5.2 共通解析条件 | |
| 操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する | 操作条件については,「6.3.5 運転員等の操作時間に対する | 操作条件については,「1.3.5 運転員等の操作時間に対する | |
| 仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す | 仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す | 仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す | |
| 解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大き | 解析条件は,各重要事故シーケンス等においてその影響が大き | 解析条件は,各重要事故シーケンス等においてその影響が大き | |
| く変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析 | く変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析 | く変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子 | |
| 条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケ | 条件の不確かさの影響については,グループ化した事故シーケ | 炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを | |
| ンスごとに確認する。 | ンスごとに確認する。 | 想定する場合の配管の破断位置については,原子炉圧力容器内 | |
| | | の保有水量、流出量等の観点から選定する。 | |
| | | なお,解析条件の不確かさの影響については,グループ化し | |
| | | た事故シーケンスごとに確認する。 | |
| (添付資料 1.5.1) | (添付資料 6.5.1) | (添付資料 1.5.2) | |
| 1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 | 6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 | 1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 | |
| 故 | 故 | 故 | |
| (1) 初期条件 | (1) 初期条件 | (1) 初期条件 | |
| | | a. 事故シーケンスグループ 「原子炉停止機能喪失」 を除く | |
| | | 事故シーケンスグループにおいて用いる条件 | |
| a. 初期定常運転条件 | a. 初期定常運転条件 | (a)初期運転条件 | |
| 解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値 | 解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値 | 原子炉熱出力の初期値として,定格値(2,436MW),原 | |
| (3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した | (2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮し | 子炉圧力の初期値として,定格値(6.93MPa[gage])を用 | 設計の相違 |
| 値を用いる。また、1 次冷却材平均温度の初期値として、 | た値を用いる。 また,1 次冷却材平均温度の初期値とし | いるものとする。また,炉心流 量の初期値として,定 | |
| 定格値(307.1℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮し | て,定格値(<mark>306.6℃</mark>)に正の定常誤差(+2.2℃)を考 | 格値である100%流量(35.6×10 ³ t/h)を用いるものとす | |
| た値を用いる。また、1次冷却材圧力の初期値として、 | 慮した値を用いる。また,1次冷却材圧力の初期値とし | వం | |
| 定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa) | て, 定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+ | | |
| を考慮した値を用いる。 | 0.21MPa)を考慮した値を用いる。 | | |
| なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」 | なお,事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」 | | |
| においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還 | においては,出力抑制について減速材温度の反応度帰還 | | |
| 効果に期待しており、反応度帰還効果を小さくするた | 効果に期待しており、これを共通要因故障対策盤(自動 | | 記載方針の相違 |
| め、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する正側の設定 | 制御盤) (ATWS緩和設備)の作動が必要となるサイクル | | |
| としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度 | 寿命初期の炉心運用を包絡するよう,反応度帰還効果を | | |
| 及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。 | 小さくするため正側の設定としていることから,炉心熱 | | |
| | 出力,1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値 | | |
| | として定格値を用いる。 | | |
| (添付資料 1.5.2) | (添付資料 6.5.2) | | |
| b.1 次冷却材流量 | b. 1次冷却材流量 | (b) 炉心及び燃料 | |
| 1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。 | 1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。 | 炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。 | |
| c. 炉心及び燃料 | c. 炉心及び燃料 | なお, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した | |

| -事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 | | 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質 | |
|------------------------------|--|--|----------------|
| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説明 |
| 炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。 | 炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。 | 平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管 | |
| なお、燃料ペレット/燃料被覆管径等の炉心及び燃料形 | なお,燃料ペレット/燃料被覆管径等の炉心及び燃料形 | 径等の炉心及び燃料形状に関す る条件は設計値を用い | |
| 状に関する条件は設計値を用いる。 | 状に関する条件は設計値を用いる。 | るものとする。 | |
| (a) 炉心崩壞熱 ⁽⁵⁾ | (a) 炉心崩壞熱 ⁽⁵⁾ | a)原子炉停止後の崩壊熱 | |
| 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基 | 炉心崩壊熱としては,日本原子力学会の推奨値に基 | 原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉 | |
| づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を | づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を | 心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とさ | |
| 考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱 | 考慮した曲線を使用する。また,使用する炉心崩壊熱 | れた ANSI/ANS-5.1-1979+2 σを最確条件とした | |
| はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡する | はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃 | ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用す | 設計の相違 |
| よう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露 | 料の装荷を考慮するとともに,燃焼度が高くなるサイ | る。また,使用する崩壊熱は平衡炉心サイクル末期の炉 | ・ 泊は MOX 燃料 |
| 出状況を確認する必要がある事象においては、第 | クル末期炉心を対象に設定し,燃料被覆管温度等に関 | 心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考 | 採用 |
| 1.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用 | 連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象に | 慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩 | 記載表現の相違 |
| 崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関 | おいては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した | 壊熱曲線を第1.5.1図に示す。 | |
| 連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第 | 高温点評価用崩壊熱を用い,1次冷却材圧力等のプラ | b)最大線出力密度 | |
| 1.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均 | ント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象に | 燃料棒の最大線出力密度は,通常運転時の熱的制限値 | |
| 評価用崩壊熱を用いる。 | おいては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を | として,44.0kW/mを用いるものとする。 | |
| | 表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。 | (c) 原子炉圧力容器 | |
| (添付資料 1.5.3) | (添付資料6.5.3) | 原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 | |
| (b) 炉心バイパス流量 | (b) 炉心バイパス流量 | (d) 格納容器 | |
| 熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計 | 熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計 | 格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 | |
| 値として <mark>5.5%</mark> を用いる。 | 値として <mark>6.5%</mark> を用いる。 | なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(イ | 設計の相違 |
| (c) 核的パラメータ | (c) 核的パラメータ | ンターフェイスシステムLOCA)」では格納容器に関する | |
| 即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、 | 即発中性子寿命, 実効遅発中性子割合, 減速材密度 | 解析条件は用いない。 | |
| ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラ | 係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則とし | a) 容積 | |
| ン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用 | てウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃 | 格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部 | 設計の相違 |
| いる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機 | 料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。 | 機器,構造物体 積を除く全体積として 7,950m ³ ,サ | |
| 能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃 | なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」 | プレッションチェンバ空間部及び液相部は, 5, 100m ³ (空 | |
| 料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度 | における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料及びウ | 間部)及び 2, 850m ³ (液相部)を用いるものとする。 | |
| 係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、 | ラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した | | |
| ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮する。 | 炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定 | | |
| | し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン平衡炉心を基 | | |
| | し、ドラブブ及応度滞還効素は、 ラブンギ菌が心を差 本として、 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装 | | |
| | 本として、サブラ・ブルトニッム化合酸化物が料める荷も考慮する。 | | |
| J her 다 명 | | | |
| d. 加圧器 | | | |
| 加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における | 加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における | | an at a derive |
| 保有水量に基づき60%体積とする。 | 保有水量に基づき65%体積とする。 | | 設計の相違 |
| e. 蒸気発生器 | e. 蒸気発生器 | | |
| 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸 | 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また, 蒸 | | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所2号炉 | 差異の説 |
|---|---|--|---------------|
| 気発生器2次側水位は設計値として44%(狭域水位スパ | 気発生器2次側水位は設計値として44%(狭域水位スパ | | |
| ン)を、水量は1基当たり50tを用いる。 | ン)を,水量は1基当たり50tを用いる。 | | |
| f. 原子炉格納容器 | f. 原子炉格納容器 | | |
| (a)自由体積 | (a)自由体積 | | |
| 原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮し | 原子炉格納容器自由体積は,設計値に余裕を考慮し | | |
| た小さい値として72,900m ³ を用いる。 | た小さい値として65,500m ³ を用いる。 | | 設計の相違 |
| (b) ヒートシンク | (b) ヒートシンク | | |
| 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を 考慮した小さい値を用いる。 | 原子炉格納容器のヒートシンクは,設計値より小さ い値を用いる。 | | 記載表現の相 |
| (c) 初期温度及び初期圧力 | (c) 初期温度及び初期圧力 | b) 初期温度及び初期圧力 | |
| 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値 | 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃及 | 格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温 | |
| として49℃及び9.8kPa[gage]を用いる。 | び9.8kPa[gage]を用いる。 | 度は 57℃、サプレッションプール水温は32℃を用いる | |
| | 0.9. OK a [gage] 2 /114 · Do | しのとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage] | |
| | | を用いるものとする。 | |
| | | c)サプレッションプールの初期水位 | |
| | | サプレッションプールの初期水位は,通常運転時の水 | |
| | | ックレッションクールの初初小立は、通常運転時の水 位として3.55mを用いるものとする。 | |
| | | d) 真空破壊装置 | |
| | | 4) 呉三阪康装置の作動条件は,設計値(3.4kPa(ドライウ) | |
| | | エルーサプレッションチェンバ間差圧))を用いるものと | < |
| | | エル・リアレリンコンフェンハ间差圧力を用いるものと | 6 |
| | | (e) 外部水源の温度 | |
| | | 外部水源の温度は、40℃とする。 | |
| g. 主要機器の形状 | g. 主要機器の形状 | (f) 主要機器の形状 | |
| 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。 | g. 工会機器の形状 原子炉容器,1次冷却材ポンプ,加圧器,蒸気発生器, | (1) 王安(Maro) ルイ 原子炉圧力容器,格納容器等の形状に関する条件は設 | 記載素利のま |
| | 1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条 | がすかたり 4番, 11 4番, 10 1 4番, 10 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 | 1119832555027 |
| ・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用 | 1次市动物配置及び原子炉格納存益の形状に関する来 件は,設計値を用いる。 | 計画を用いるものとする。 | |
| ノ、「ひつかり自及びホテル位置な政計値を用いる。 | | b. 事故シーケンスグループ 「原子炉停止機能喪失」 におい | |
| v '2. | | 5.事成シークシスクルーク「原子炉停止機能送失」におい て用いる条件 | |
| | | | |
| | | (a) 初期運転条件 | |
| | | 原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MW)、原 | |
| | | 子炉圧力の初期値として,定格値(6.93MPa[gage])を用 | |
| | | いるものとする。また、炉心流量の初期値として、原子 | |
| | | 炉定格出力時の下限流量である 85%流量(30.3× | |
| | | 10 ³ t/h)), 主蒸気流量の初期値として, 定格値(4.735 | |
| | | ×10 ³ t/h)を用いるものとする。 | |
| | | (b)給水温度 | |

| <i>二事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</i> 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説 |
|---|---------|--|------|
| | | 給水温度の初期値は約216℃とする。 | A 34 |
| | | (c) 炉心及び燃料 | |
| | | 炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。 | |
| | | なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した | |
| | | マ海サイクルを想定した値,燃料ペレット,燃料被覆管 | |
| | | 半週 9 イ 9 ル を 恋 と じ た 能 , 然 や ド レ 9 下 , 然 や 彼 皆 径等の 炉 心及 び 燃料 形状 に 関 す る 条件 は 設計 値 を 用 い | |
| | | 住寺の炉心及び旅村形状に関する米件は設計値を用い るものとする。 | |
| | | るものとする。 a) 最小限界出力比 | |
| | | | |
| | | 燃料の最小限界出力比は,通常運転時の熱的制限値と | |
| | | して, 1.23を用いるものとする。 | |
| | | b)最大線出力密度 | |
| | | 燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値 | |
| | | として,44.0kW/mを用いるものとする。 | |
| | | c)核データ | |
| | | 動的ボイド係数(減速材ボイド係数を遅発中性子発生 | |
| | | 割合で除した値)はサイクル末期の値の1.25倍,動的ド | |
| | | ップラ係数(ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除し | |
| | | た値)はサイクル末期の値の0.9倍を用いるものとする。 | |
| | | (d) 原子炉圧力容器 | |
| | | 原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。 | |
| | | (e)格納容器 | |
| | | 格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 | |
| | | a)容積 | |
| | | 格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部 | |
| | | 機器,構造物体積を除く全体積として7,950m ³ ,サプレ | |
| | | ッションチェンバ空間部及び液相部は、5、150m ³ (空間 | |
| | | 部)及び通常運転時の下限値として 2, 800m ³ (液相部) | |
| | | を用いるものとする。 | |
| | | b)初期温度及び初期圧力 | |
| | | 格納容器の初期温度について,サプレッションプール | |
| | | 水温は32℃を用いるものとする。また, 格納容器の初期 | |
| | | 圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。 | |
| | | (f) 外部水源の温度 | |
| | | 外部水源の温度は40℃とする。 | |
| | | (g) 主要機器の形状 | |
| | | 原子炉圧力容器,格納容器等の形状に関する条件は設 | |
| | | 計値を用いるものとする。 | |

| 大飯発電所3/4号炉 | 泊発電所3号炉 | 女川原子力発電所 2 号炉 | 差異の説明 |
|------------------------------|-----------------------------|-------------------------------|-------|
| 八成光电/// 3/ 4/5// | 伯光电内5万水 | 头川赤于刀光电闭 2 号F | 上共の元 |
| (2) 事故条件 | (2) 事故条件 | | |
| a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置 | a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置 | | |
| 1 次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合 | 1 次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の | | |
| の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性 | 配管の破断位置について,炉心損傷防止対策の有効性評 | | |
| 評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ルー | 価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループ | | |
| プに接続されたECCSの注水効果に期待できないこ | に接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を | | |
| と等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。 | 踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。 | | |
| なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除 | なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の | | |
| 熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保 | 除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水 | | |
| 有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによ | の保有する熱量が,原子炉格納容器内に放出されるこ | | |
| る長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も | とによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの | | |
| 踏まえて低温側とする。 | 観点も踏まえて低温側とする。 | | |
| (添付資料 1.5.4) | (添付資料 6.5.4) | | |
| (3) 重大事故等対策に関連する機器条件 | (3) 重大事故等対策に関連する機器条件 | (2) 重大事故等対策に関連する機器条件 | |
| a. 炉心及び燃料 | a. 炉心及び燃料 | | |
| トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添 | トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添 | | |
| 加は、第1.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラス | 加は、第6.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラス | | |
| タ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を | タ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を | | |
| 2.2秒とする。 | 2.2秒とする。 | | |
| (添付資料 1.5.5) | (添付資料 6.5.5) | | |
| b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間 | b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間 | a. 安全保護系等の設定点 | |
| 原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値 | 原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値 | 原子炉保護系作動回路のスクラム設定点として,以下 | |
| を用いる。 | を用いる。 | の値を用いるものとする。 | |
| 過大温度ΔT高 | 過大温度△工高 | 原子炉水位低(レベル3) | |
| 1 次冷却材平均温度等の関数(第1.5.4図参照) | 1 次冷却材平均温度等の関数(第6.5.4図参照) | セパレータスカート下端から+66cm(有効燃料棒頂部 | |
| (応答時間6.0秒) | (応答時間6.0秒) | から+444cm) (遅れ時間 1.05 秒) | |
| 原子炉圧力低 | 原子炉圧力低 | 主蒸気止め弁開 | |
| 12.73MPa[gage](応答時間2.0秒) | 12.73MPa[gage](応答時間2.0秒) | 90%ストローク位置(遅れ時間 0.06 秒) 工学的安全 | |
| 1次冷却材ポンプ回転数低 | 1 次冷却材ポンプ電源電圧低 | 施設作動回路等の設定点として,以下の値を用いるもの | 設計の相違 |
| 92.6% (定格回転数に対して)(応答時間 0.6秒) | 65%(定格値に対して)(応答時間1.8秒) | とする。 | ・プラント |
| 蒸気発生器水位低 | 蒸気発生器水位低 | 原子炉水位低(原子炉隔離時冷却系起動,高圧炉心ス | よる原子炉 |
| 蒸気発生器狭域水位11%(応答時間2.0秒) | 蒸気発生器狭域水位11%(応答時間2.0秒) | プレイ系起動,主蒸気隔離弁開止)設定点 | プの設定の |
| また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷 | また,工学的安全施設作動信号のうち, ECCS作動信号 | セパレータスカート下端から-62cm(有効燃料棒頂部 | |
| 却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下 | の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。 | から+316cm) (レベル2) | |
| の値を用いる。 | | 原子炉水位低(低圧炉心スプレイ系起動,低圧注水系 | |