

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p style="text-align: center;">(添付資料 2. 6. 3, 2. 6. 4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 <u>18 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間は、時間余裕を含めて設定していることから、その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 <u>0.18MPa [gage]</u> 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>実態の運転操作においては、原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル 8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）へ切り替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</u></p> | <p style="text-align: center;">(添付資料 2. 6. 1, 2. 6. 6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む。）は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>25 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間及び逃がし安全弁の操作時間は、時間余裕を含めて設定していることから、原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があるが、状況判断から原子炉減圧操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 <u>0.279MPa [gage]</u> 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>常設低圧代替注水系ポンプ 2 台により格納容器スプレイと原子炉注水を同時に実施可能な流量が確保されており、また、並列して実施する可能性がある操作は同一の制御盤による実施が可能であるため、不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、並列して実施する場合はある低圧代替注水系（常設）による原子炉注水とは同一</u></p> | <p style="text-align: center;">(添付資料 2. 6. 1, 2. 6. 4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作開始）は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>30 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間は、時間余裕を含めて設定していることから、<u>その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p style="color: red;">操作条件の<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力が 384kPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 384kPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</u></p> | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 型式の相違による格納容器スプレイ実施基準の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイの実施について、別々のポンプを用いることとしている。 |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|--|
| <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力 0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生の約 17 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 20 分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> | <p><u>の制御盤により実施可能であることから、他の操作に与える影響はない。</u></p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力 0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生の約 28 時間後であり、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、当該操作は中央制御室からの遠隔操作により実施可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 75 分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage] のため、格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、<u>並列して実施する場合は同一の制御盤により実施可能であることから、他の操作に与える影響はない。</u>なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> | <p>操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間としてサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達から 10 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの実施基準（サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m）に到達するのは、事象発生から約 27 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、90 分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の限界圧力は 853kPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、<u>他の操作との重複もない</u>ことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作開始）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、有効性評価の格納容器ベント実施に係る条件として、実運用と同じ想定としている。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、格納容器ベントの準備操作を格納容器圧力基準で実施することとしている。 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 現場操作時間の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉（Mark-I 改）と柏崎 6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。 ・運用の相違 【東海第二】 |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|---|
| <p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、<u>原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa[gage]付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、<u>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u>仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、<u>約 20 分程度</u>操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は <u>0.31MPa [gage]</u> より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は <u>0.62MPa [gage]</u> であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.3)</p> | <p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、<u>常設低圧代替注水系ポンプ 2 台により格納容器スプレイと原子炉注水を同時に実施可能な流量が確保されており、また、並列して実施する場合がある操作は同一の制御盤による実施が可能であるため、不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、<u>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u>仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、<u>約 75 分程度</u>操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は <u>0.31MPa [gage]</u> より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、<u>格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage]</u> であることから、<u>格納容器の健全性</u>という点では問題とはならない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.6)</p> | <p>操作条件の<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>による<u>原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、<u>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u>仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、<u>90 分程度</u>操作時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は <u>384kPa[gage]</u> より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、<u>原子炉格納容器の限界圧力は 853kPa[gage]</u> であることから、<u>原子炉格納容器の健全性</u>という点では問題とはならない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.4)</p> | <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイの実施について、別々のポンプを用いることとしている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 現場操作時間の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ベースケースの破断面積の設定が異なることによる、減圧操作の余裕時間の相違、</p> <p>・記載方針の相違</p> |
| <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作については、<u>操作開始時間の 5 分程度の時間遅れまでに低圧代替注水系(常設)による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。</u>また、格納容器ベント時の敷地境界線量は <u>1.4mSv</u> であり、<u>5mSv</u> を下回る。<u>操作開始時間 10 分程度の時間遅れで</u></p> | <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>第 2.6-25 図から第 2.6-27 図に示すとおり、操作条件の<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む。)については、事象発生から 35 分後(操作開始時間 <u>10 分程度</u>の遅れ)までに原子炉急速減圧操作を実施できれば、燃料被覆管の最高温度は約 706℃となり 1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項</p> | <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>第 2.6.3-1(5)図から第 2.6.3-1(7)図に示すとおり、操作条件の<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む。)については、事象発生から 35 分後(操作開始時間 <u>5 分程度</u>の遅れ)までに原子炉急速減圧操作を実施できれば、燃料被覆管の最高温度は約 842℃となり 1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、</p> | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|--|
| <p>は、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足するが、格納容器ベント時の敷地境界線量は5mSvを超える。この場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) により炉心損傷の判断を行い、格納容器圧力 0.62MPa [gage] に至るまでに格納容器ベントすることとなることから、重大事故での対策の範囲となる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 10 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 17 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は 0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約 38 時間後であり、約 20 時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.3, 2.6.3)</p> | <p>目を満足することから時間余裕がある。また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、格納容器ベント時の敷地境界及び非居住区域境界での実効線量は「2.6.2(4) 有効性評価の結果」と同等となり、5mSv を下回る。事象発生から 50 分後 (操作開始時間 25 分程度の遅れ) までに原子炉急速減圧操作を実施できれば、燃料被覆管の最高温度は約 1,000℃となり 1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、一部の燃料被覆管に破裂が発生するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約 2.8mSv、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約 4.4mSv であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の非居住区域境界での実効線量は約 1.1mSv、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の非居住区域境界での実効線量は約 4.4mSv であり、いずれの場合も 5mSv を下回る。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 16 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 28 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は 0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、格納容器スプレイを停止した時点の格納容器圧力約 0.243MPa [gage] から 0.31MPa [gage] 到達までの時間が約 1 時間であることを考慮すると、0.31MPa [gage] から 0.62MPa [gage] に到達するまでに 5 時間程度の準備時間が確保でき、現場操作に要する時間は 75 分程度であることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.7, 2.6.6, 2.6.7)</p> | <p>評価項目を満足することから時間余裕がある。また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は「2.6.2(4) 有効性評価の結果」と同等となり、5mSv を下回る。</p> <p>操作条件の格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 21 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 27 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は 384kPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力 853 kPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約 35 時間後であり、約 8 時間の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.4, 2.6.5, 3.1.3.8)</p> | <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料 2.1.3 「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について (高圧・低圧注水機能喪失)」に記載している。</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR)、東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は、2Pd 到</p> |

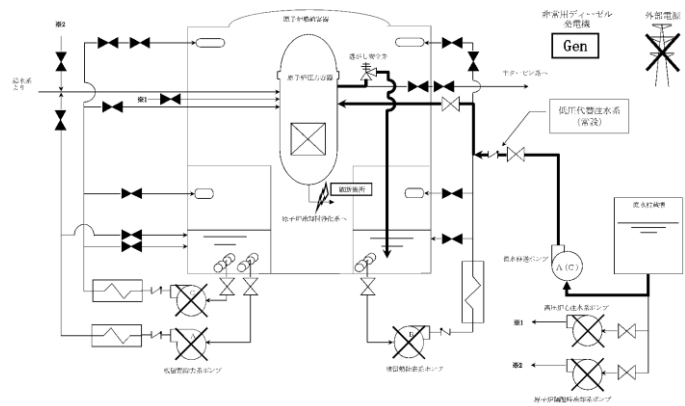
| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|---|--|
| <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</u></p> <p>また、<u>事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</u></p> | <p>(4) まとめ</p> <p>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た。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」において、<u>重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</u></p> <p>また、<u>事象発生2時間以降に必要な参集要員は5名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</u></p> | <p>(4) まとめ</p> <p>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た。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」において、<u>重大事故等対策時における必要な要員は、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。</u></p> | <p>達時間と現場に要する時間の比較を実施。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p> <p>・運用及び設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員28名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員に</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|---|
| <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ</u>については、7 日間の対応を考慮すると、<u>号炉あたり合計約 5,400m³</u>の水が必要となる。<u>6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、合計約 10,800m³</u>の水が必要である。水源として、<u>各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³</u>及び<u>淡水貯水池に約 18,000m³</u>の水を保有している。</p> <p>これにより、<u>6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生 12 時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p><u>ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生 12 時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から 12 時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>（添付資料 2.6.5）</u></p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、<u>号炉あたり約 753kL</u>の軽油が必要となる。<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 15kL</u>の軽油が</p> | <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ</u>については、7 日間の対応を考慮すると、<u>合計約 5,320m³</u>の水が必要である。水源として、<u>代替淡水貯槽に約 4,300m³</u>及び<u>西側淡水貯水設備に約 4,300m³</u>の水を保有している。</p> <p>これにより、必要な水源は確保可能である。また、<u>西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく代替淡水貯槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>（添付資料 2.6.8）</u></p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、<u>合計約 755.5kL</u>の軽油が必要となる。<u>軽油貯蔵タンクにて約 800kL</u>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替</p> | <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シナリオグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ</u>については、7 日間の対応を考慮すると、<u>合計約 3,400m³</u>の水が必要となる。水源として、<u>低圧原子炉代替注水槽に約 740m³</u>及び<u>輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³</u>の水を保有している。</p> <p>これにより、必要な水源は確保可能である。また、<u>事象発生 2 時間 30 分以降に輪谷貯水槽（西）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>（添付資料 2.6.6）</u></p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、<u>運転継続に約 700m³</u>の軽油が必要となる。<u>ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約 730m³</u>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7 日間の運転継続が可能である。<u>常設代替交流電源設備に</u></p> | <p>より実施可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイの実施について、別々のポンプを用いることとしている。 ・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 ・燃料評価結果の相違 |

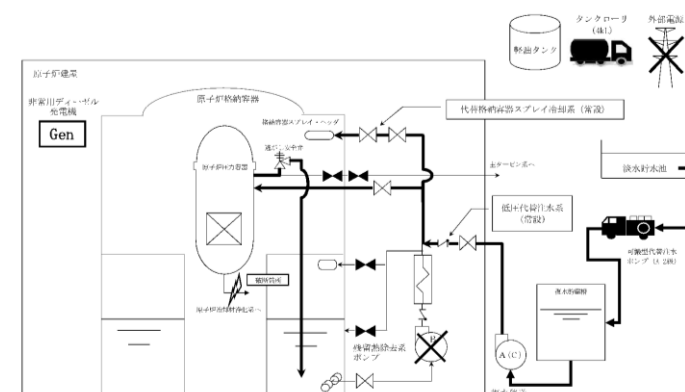
| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p>必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる(6号及び7号炉合計約1,549kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料2.6.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> | <p>高圧電源装置2台)による電源供給について、7日間の継続が可能である。可搬型代替注水中型ポンプ(1台)による代替淡水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ(1台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約6.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ(1台)による代替淡水貯蔵槽への給水について、7日間の継続が可能である。緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料2.6.9)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置2台)によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約1,141kW必要となるが、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置2台)は連続定格容量が約2,208kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> | <p>よる電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³の軽油が必要となる。合計約363m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについて、7日間の運転継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料2.6.7)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約354kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> | <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 ・電源設備容量の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、常設代替電源設備から電源供給する負荷が異なる。な |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|---|
| <p>また、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>及び逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「<u>中破断LOCA+HPCF 注水失敗+低圧ECCS 注水失敗</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却及び<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>の使用による敷地境界での実効線量は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</p> | <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 2.6.10)</p> <p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段及び<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「<u>中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却及び<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>の使用による敷地境界及び非居住区域境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線</p> | <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p> <p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>及び逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器冷却手段</u>及び<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「<u>冷却材喪失（中破断LOCA）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器冷却</u>及び<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、<u>格納容器フィルタベント系</u>の使用による敷地境界での実効線量は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</p> | <p>お、柏崎 6/7 は必要負荷について非常用ディーゼル発電機により電源供給を行う。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、モニタリングポスト電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p>ることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧代替注水系(常設)</u>及び逃がし安全弁による原子炉注水、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して有効である。</p> | <p>被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧代替注水系(常設)</u>及び逃がし安全弁(<u>自動減圧機能</u>)による原子炉注水、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して有効である。</p> | <p>ることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>及び逃がし安全弁による原子炉注水、<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して有効である。</p> | <p>島根2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> |

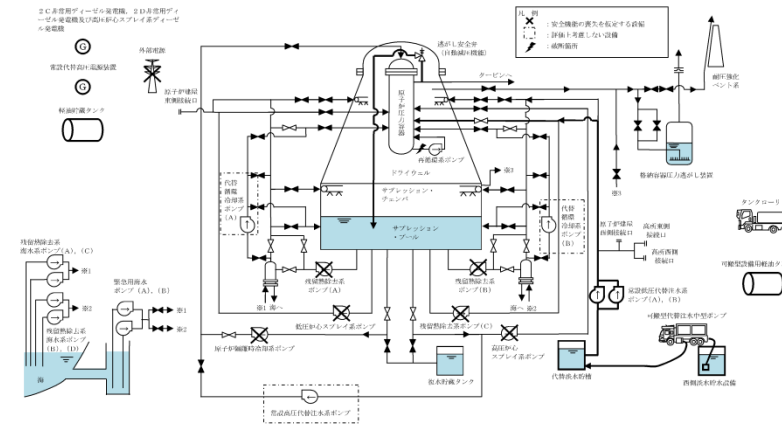


第 2.6.1 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

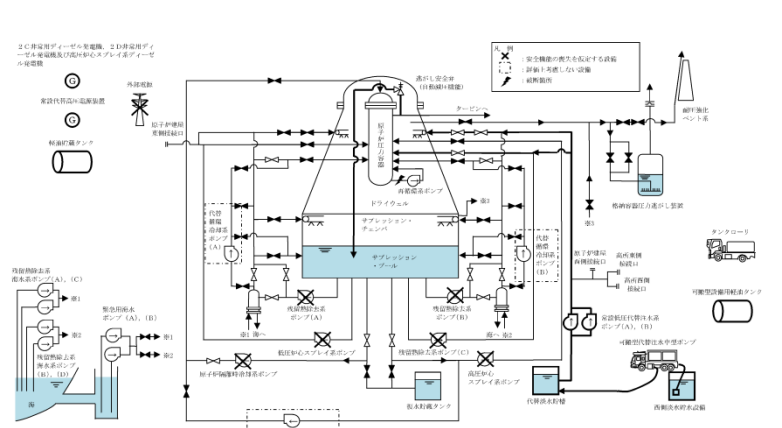


※低圧代替注水系 (常設) と代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

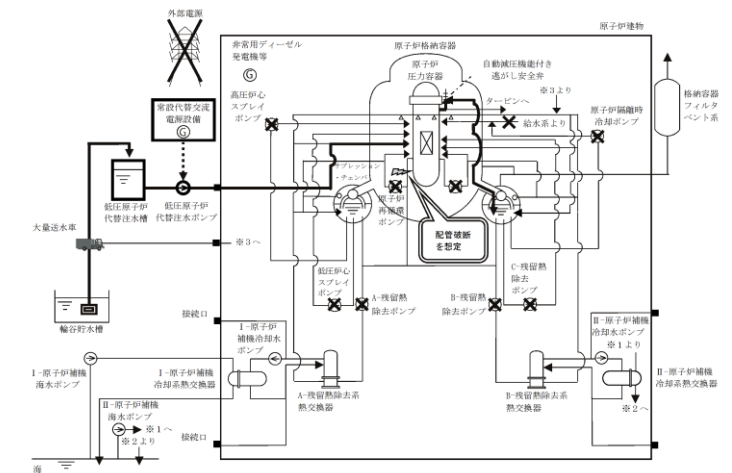
第 2.6.2 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



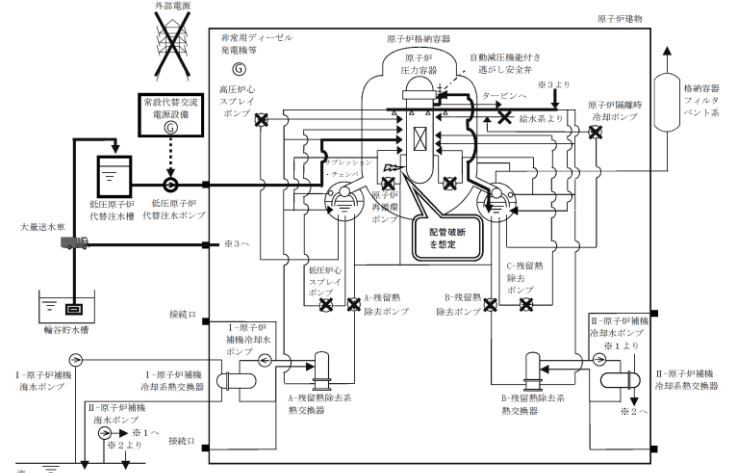
第 2.6-1 図 LOCA 時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水段階)



第 2.6-1 図 LOCA 時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水及び代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



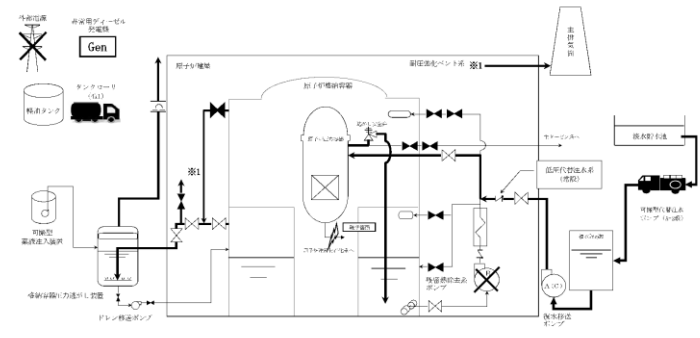
第 2.6.1-1(1) 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)



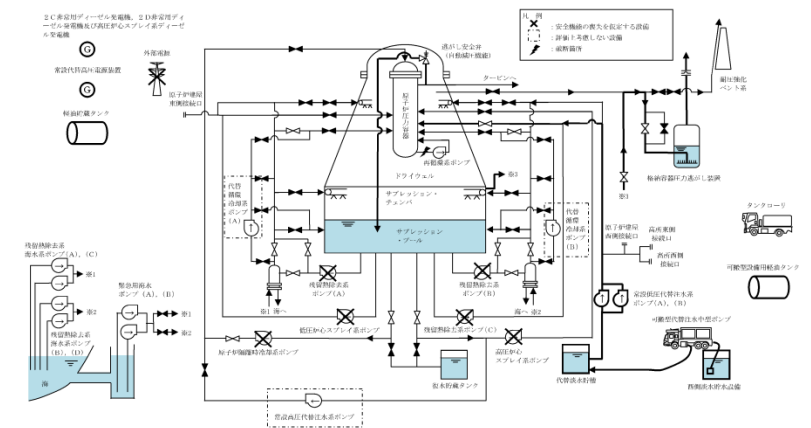
第 2.6.1-1(2) 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

備考
・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

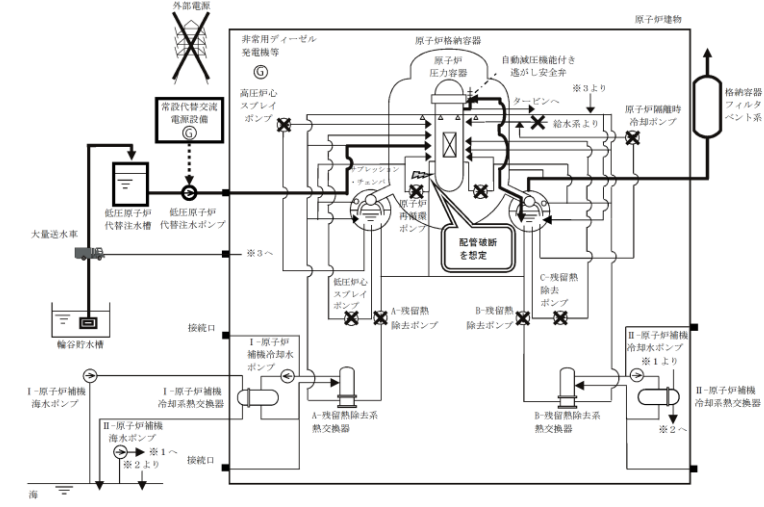
・運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
外部水源による格納容器スプレィを実施する場合、スプレィ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、原子炉格納容器内の保有水量の観点から、スプレィを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根 2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系又は残留熱代替除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレィ系による格納容器冷却操作を実施しない。



第 2.6.3 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

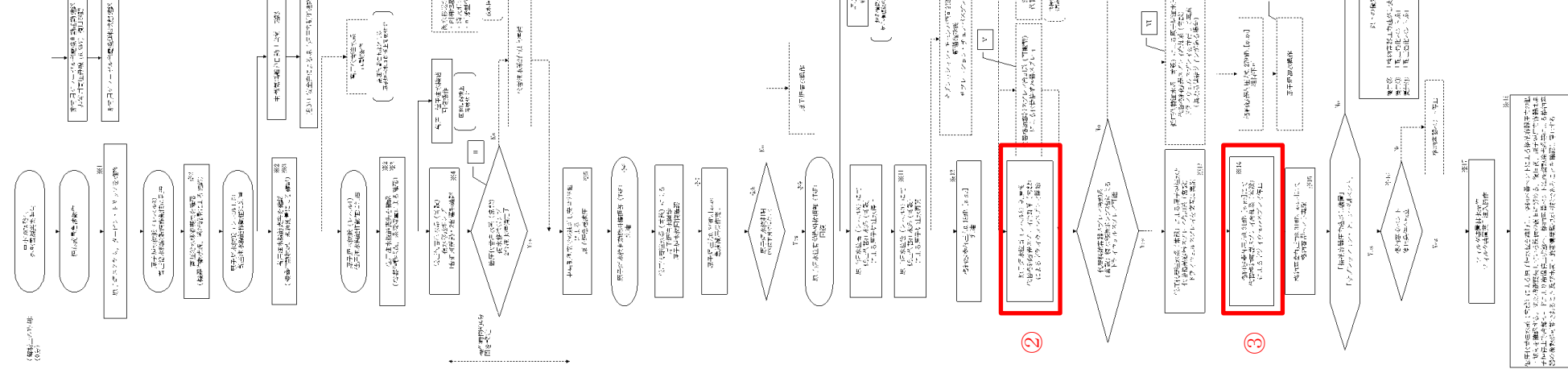


第 2.6-1 図 LOCA時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)
 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱段階)



第 2.6.1-1(3)図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

備考
 ・設備設計の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】



注1 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注2 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注3 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注4 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注5 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注6 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注7 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注8 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。

注9 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注10 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注11 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注12 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注13 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注14 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注15 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注16 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注17 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注18 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注19 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注20 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。

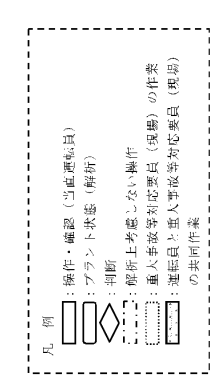
注21 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注22 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注23 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注24 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注25 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注26 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注27 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注28 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注29 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注30 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。

注31 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注32 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注33 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注34 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注35 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注36 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注37 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注38 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注39 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注40 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注41 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注42 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注43 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注44 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。
 注45 注水機動作作による注水機能喪失の発生は、注水機動作作が完了した時点で発生する。

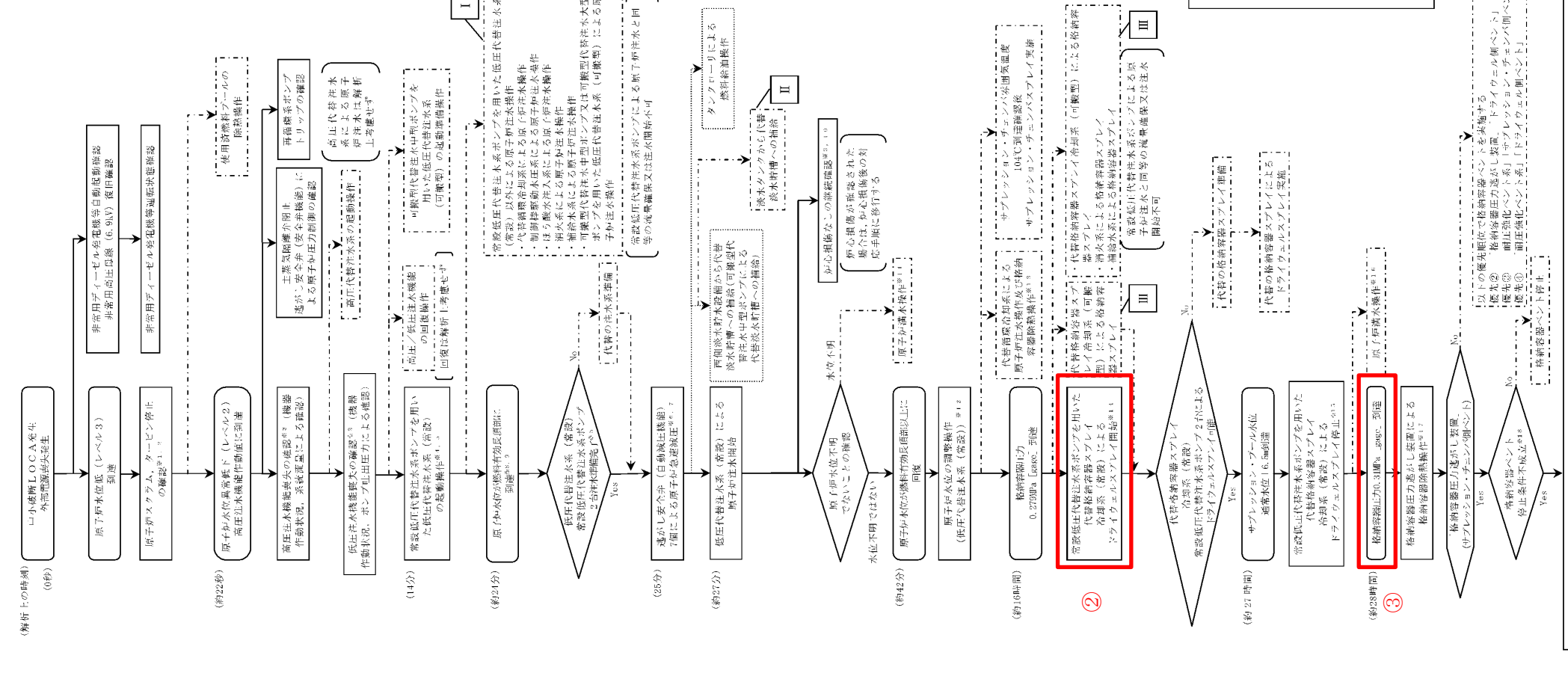
第 2. 6. 4 図 「LOCA 時注水機能喪失』の対応手順の概要

備考
 差異理由は、島根2号炉「第 2.6.1-2 図 「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要」の備考欄参照

差異理由は、島根2号炉「第2.6.1-2図「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要」の備考欄参照



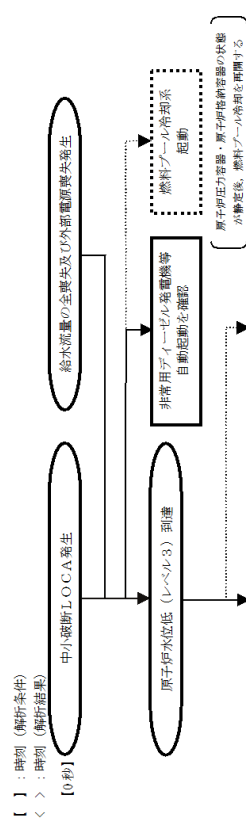
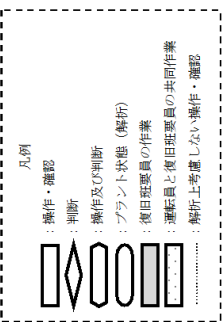
- ※1 重大事故発生を要する状態により確認した関係作業員は迅速を要する。
- ※2 原子炉スクラムは、中絶制御盤にて自動出力制限装置等により確認する。また、LOCA発生は、格納容器圧力が13.5MPa以上、以上により確認する。
- ※3 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（圧力変動）、原子炉出力等にて確認する。
- ※4 常設低圧代替注水システムを用いた低圧代替注水系統（常設）の起動操作は、以下により判断する。
- ※5 原子炉水位に必要な非自動操作可能であることを確認する。
高圧・低圧注水機能喪失
- ※6 遠がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
遠がし安全弁（安全弁機能）による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
高圧代替注水システムによる原子炉減圧操作は、以下により判断する。
低圧代替注水システムによる原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※7 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※8 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※9 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※10 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※11 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※12 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※13 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※14 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※15 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※16 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※17 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※18 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
- ※19 原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。
原子炉水位の制御が失われた場合は、原子炉減圧操作は、以下により判断する。



低圧代替注水系統（常設）により原子炉水位を維持し、格納容器圧力を抑制する。格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。

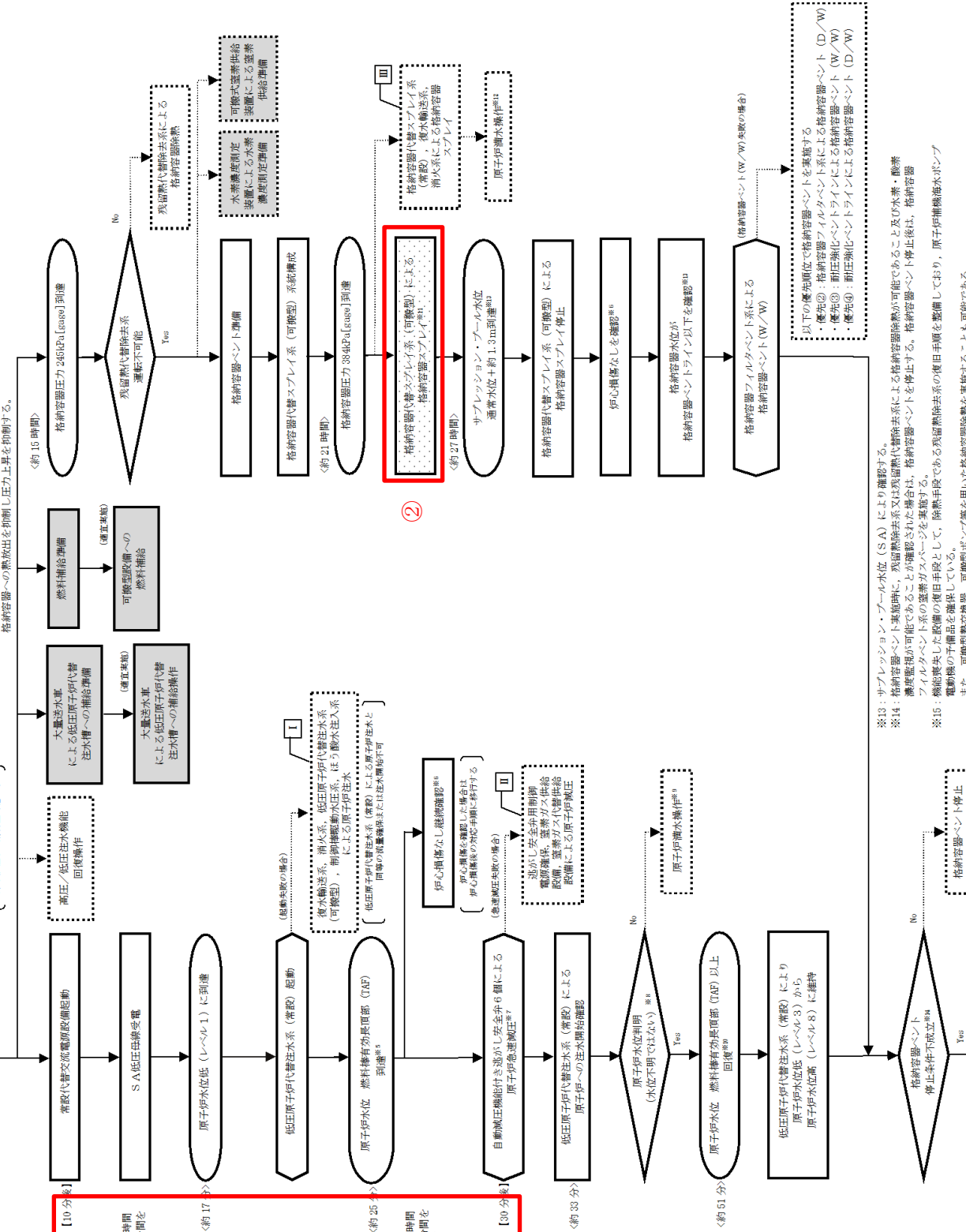
- ① 格納容器圧力の抑制が他の手段により得られない場合は、格納容器への注水による注水機能を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。
- ② 格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。
- ③ 格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。また、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力抑制装置（常設）により原子炉減圧操作を必要とする。

第2.6-2図 LOCA時注水機能喪失（中破断LOCA）の対応手順の概要



- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力履歴計測により確認する。重大事故等発生を通信系統設備により確認した現場作業員は迅速に実施する。
- ※2: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口流量、原子炉水位 (広領域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解除) する。
- ※4: 外部電源喪失で再稼働ポンプがトリップするが、解除後原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
- ※5: 原子炉水位 (燃料池) が燃料槽有効長頂部 (NRF) 以下となった場合は、格納容器水蒸気発生、格納容器水蒸気発生により格納容器水位が低下することを確認する。

- ※6: 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
- 格納容器代替注水システム (常設) が動作し、炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- ※7: 除水・復水系 (炉心冷却) が稼働しない場合、原子炉水位低 (レベル2) となり、代替注水系を起動した場合、原子炉を減圧する。原子炉急凍防止時には原子炉水位制御装置内の原子炉冷却水の減圧動作により原子炉水位の指示値が増える。
- ※8: 原子炉水位不明により確認する。
- 原子炉水位の電圧が減少した場合
- 原子炉水位の電圧が不明となった場合
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行
- 炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行

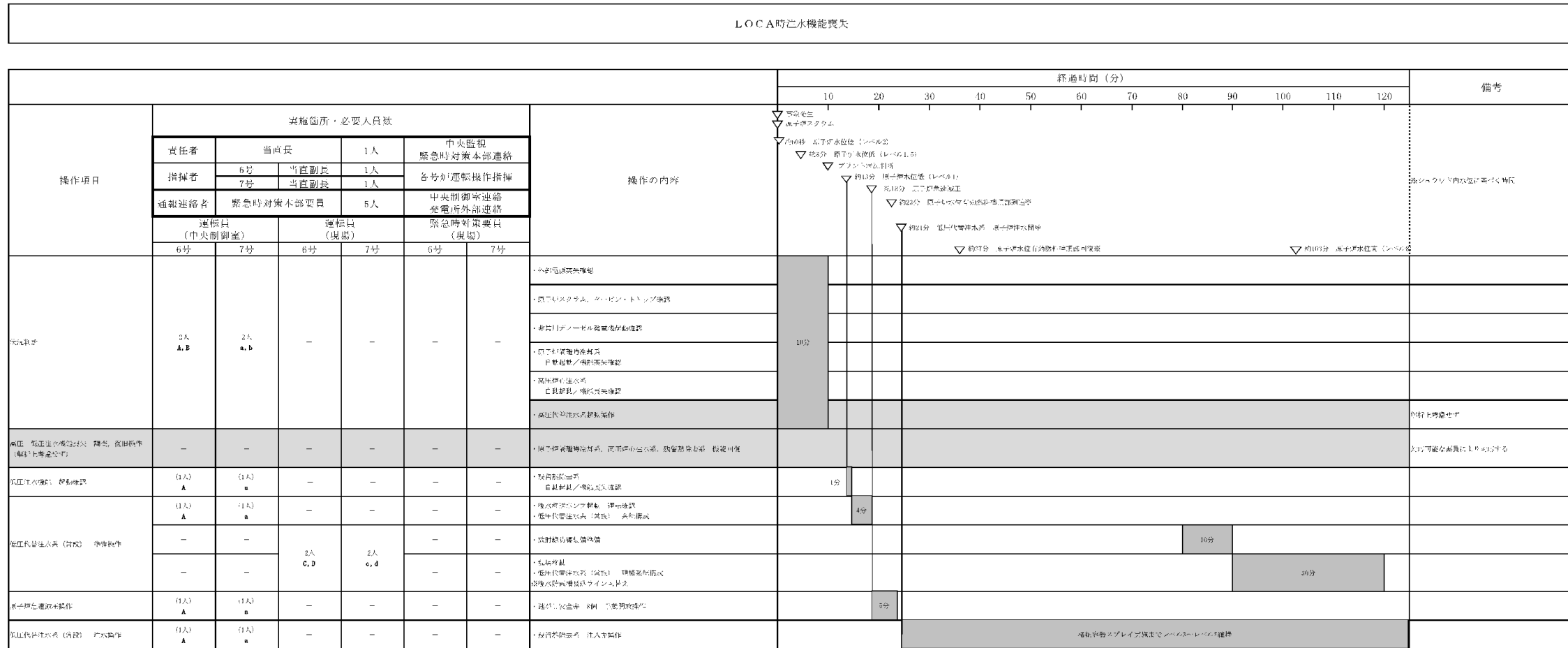


- ※9: 原子炉水位不明の場合、原子炉圧力制御装置と燃料槽有効長頂部 (NRF) 以上であることを確認する。
- ※10: 原子炉水位 (燃料池) が燃料槽有効長頂部 (NRF) 以上であることを確認する。
- ※11: 格納容器スプレイの注水量は 120(t/局) とし、格納容器圧力 384kPa (gauge) 到達で格納容器スプレイを行う。格納容器圧力 334kPa (gauge) まで低下後、格納容器スプレイを停止する。
- ※12: 格納容器圧力 384kPa (gauge) 到達で格納容器スプレイを繰り返す。
- ※13: サプレッション・プール水位 (S.A) により判断する。
- ※14: 格納容器水位 (常設) が燃料槽有効長頂部 (NRF) 以上であることを確認した場合、格納容器水位 (常設) を停止する。
- ※15: 燃料槽有効長頂部 (NRF) 到達で、除圧手段である格納容器水位 (常設) を停止する。

備考

- ・記載方針の相違
- 【東海第二】
- ①島根2号炉は、操作の想定時間を記載。
- ・運用の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ②島根2号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイの実施について、別々のポンプを用いることとしている。
- ・運用の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ③島根2号炉は、格納容器代替スプレイ停止基準 (サプレッション・プール水位通常水位+約 1.3 m) 到達により格納容器代替スプレイを停止後、格納容器ベントを実施する運用としている。

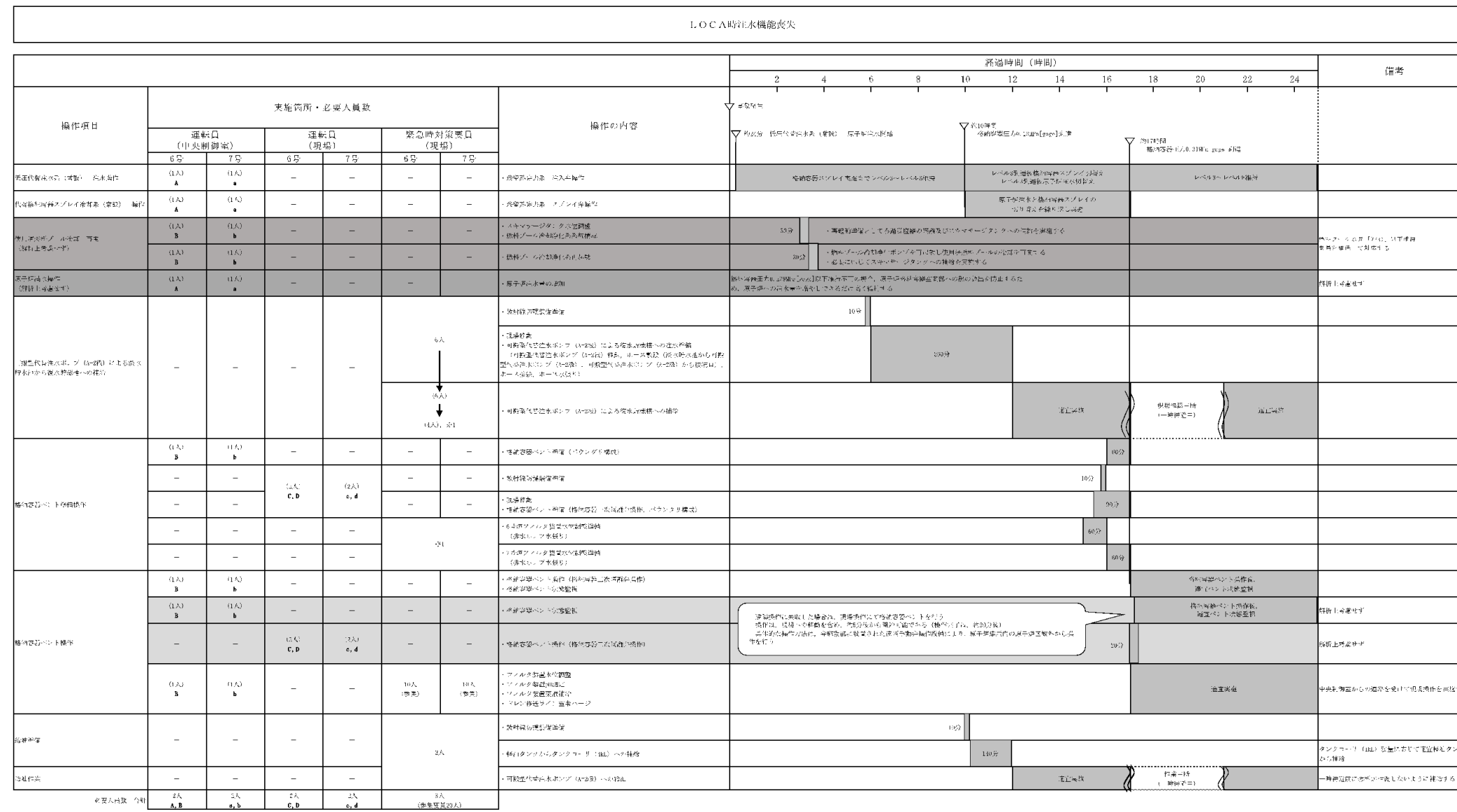
第2.6.1-2 図 「L.O.C.A時注水機能喪失」の対応手順の概要



差異理由は、島根2号炉「第2.6.1-3図「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間」の備考欄参照

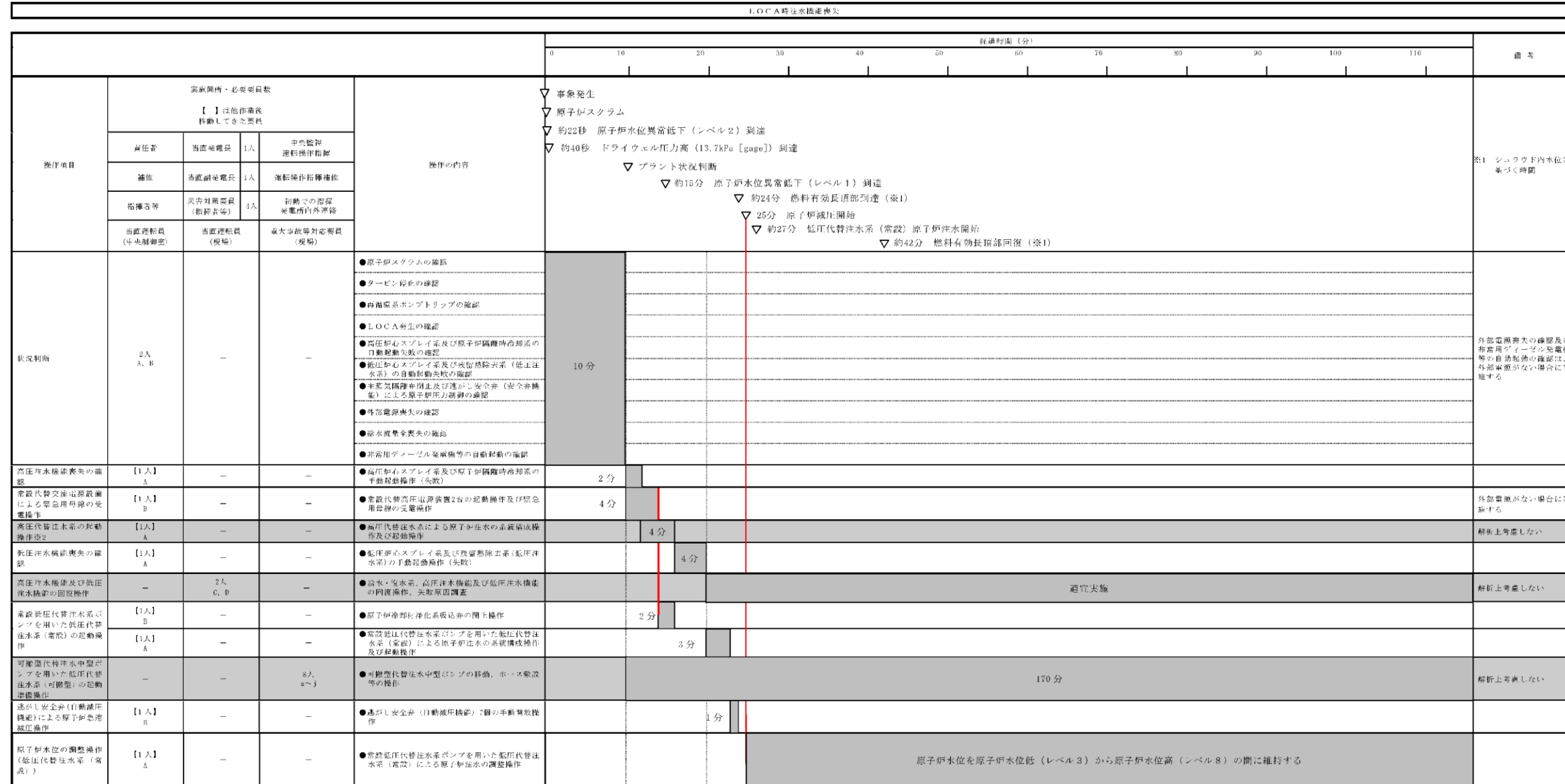
第2.6.5図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間(1/2)

差異理由は、島根2号炉「第2.6.1-3図「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間」の備考欄参照



第2.6.5図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間(2/2)

差異理由は、島根2号炉「第2.6.1-3図「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間」の備考欄参照



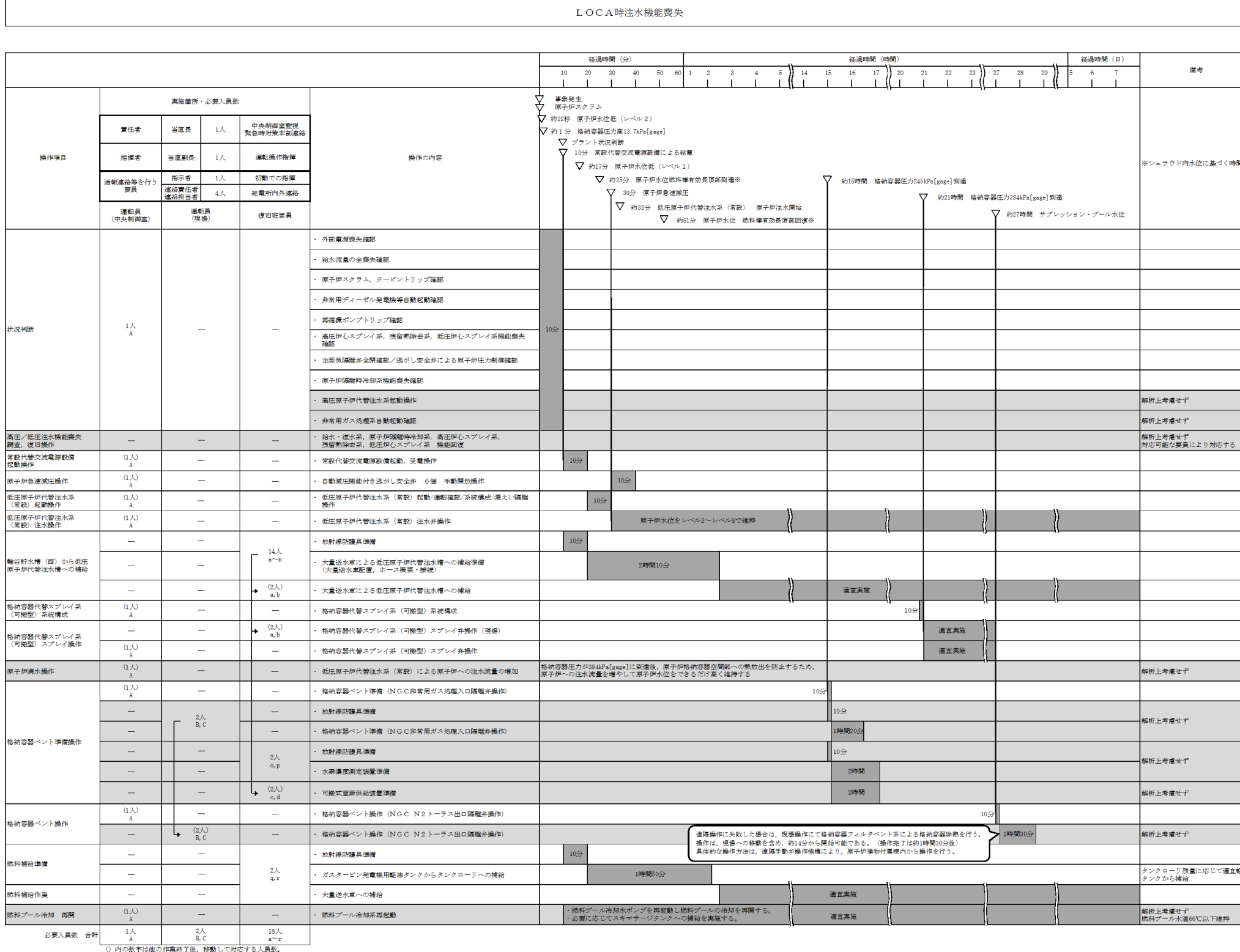
※2 本事故シナリオグループにおいては機密に期待しないこととする。

第2.6-3 図 LOCA時注水機能喪失の作業と所要時間 (1/2)

差異理由は、島根2号炉「第2.6.1-3図「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間」の備考欄参照

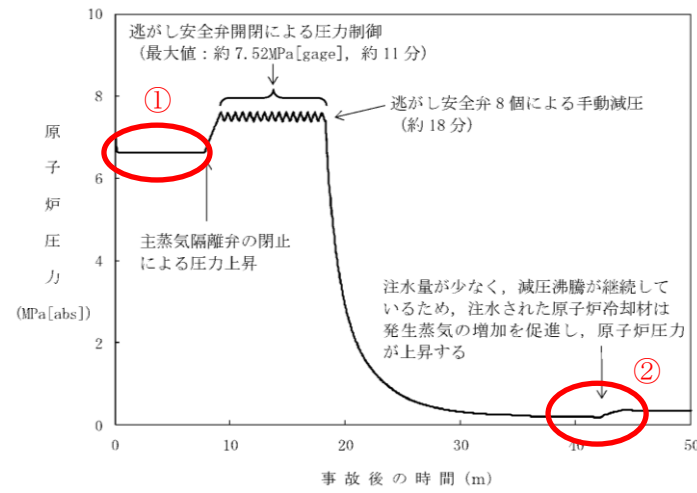
| | | | | LOCA時注水機能喪失 | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------|-----------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|---|
| | | | | 経過時間(時間) | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 4 | 8 | 12 | 16 | 20 | 24 | 28 | 32 | 36 | 40 | 44 | 48 | | |
| 操作項目 | 実施場所・必要員数 | | | 操作の内容 | ▼25分 原子炉減圧開始 ▼約27分 低圧代替注水系(常設)原子炉注水開始 ▼約16時間 格納容器圧力0.279MPa [gauge] 到達 ▼約24時間 サブプレッション・プール水位 通常水位 5.5m到達 ▼約27時間 サブプレッション・プール水位 通常水位 16.5m到達 ▼約28時間 格納容器圧力0.31MPa [gauge] 到達 | | | | | | | | | | | | 備考 |
| | 運転員 (中央制御室) | 運転員 (現場) | 重大事故等対応要員 (現場) | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉水位の調整 操作(低圧代替注水系(常設)) | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の調整操作 | 原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する | | | | | | | | | | | | |
| 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ高調整(常設)による格納容器冷却 | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ高調整(常設)による格納容器冷却操作 | 格納容器スプレイ中適宜状態監視 | | | | | | | | | | | | |
| 代替凝縮冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作 | 【1人】 A | - | - | ●代替凝縮冷却系による原子炉注水操作 ●代替凝縮冷却系による格納容器除熱操作 | | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない 代替凝縮冷却系のみで状態維持が可能な場合は、低圧代替注水系(常設)による注水を停止する |
| 原子炉注水操作 | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の調整操作 | 原子炉水位を可能な限り高く維持 | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない |
| 使用済燃料プールの除熱操作 | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●緊急用排水系による排水排水の系統構成操作及び制御操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作 | 適宜実施 | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに要する |
| 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作 | 【1人】 A | - | - | ●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作(中央制御室での第一準備操作) | 5分 | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作 | - | 【2人】 C, D, E | - | ●第一現場準備操作等への移動 ●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作(現場での第二準備操作) | 123分 | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない |
| 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作(サブプレッション・チェンバ) | 【1人】 A | - | - | ●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱準備(中央制御室での第二準備操作) ●第二現場準備操作等への移動 ●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱準備(現場での第二準備操作) | 75分 | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない |
| 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 | - | - | 3人 (班編) | ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作 | 170分 | | | | | | | | | | | | 解所上考慮しない |
| 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 | - | - | 8人 a~h | ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作 | 180分 | | | | | | | | | | | | 代替注水中型ポンプの積込までには十分な時間がある |
| 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 | - | - | 【2人】 a, b | ●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水原供給操作 | 適宜実施 | | | | | | | | | | | | 代替注水中型ポンプの積込に応じて適宜実施を要する |
| タンクローリによる燃料油油操作 | - | - | 2人 (班編) | ●可搬型設備用燃料タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作 | 90分 | | | | | | | | | | | | タンクローリ稼働に応じて適宜給油タンクから給油 |
| 必要員合計 | 2人 A, B | 3人 C, D, E | 8人 a~h (班編要員5人) | | | | | | | | | | | | | | |

第2.6-3 図 LOCA時注水機能喪失の作業と所要時間 (2/2)

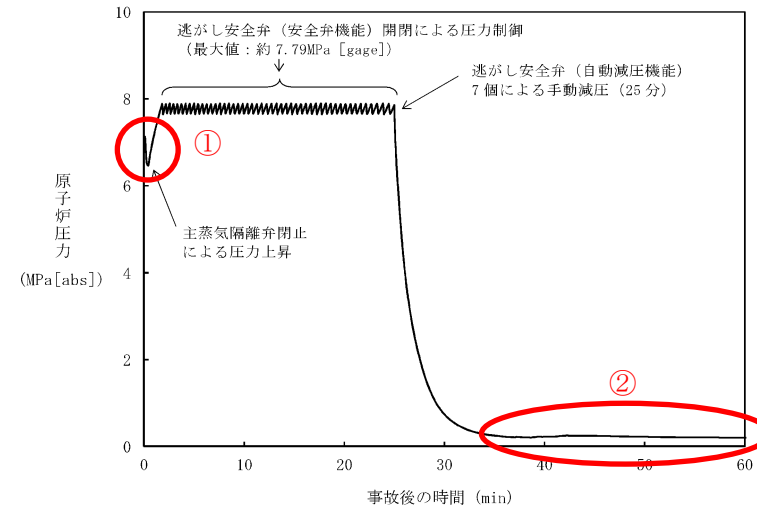


第 2.6.1-3 図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間

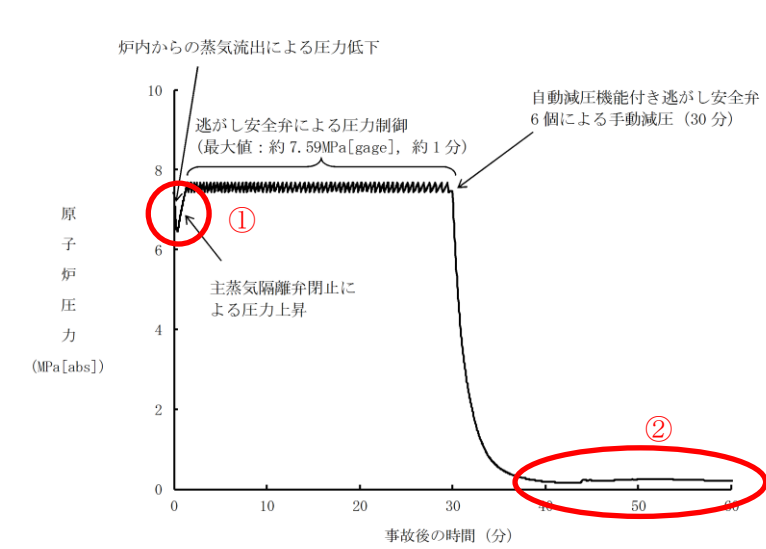
- ・解析結果の相違に基づく差異
- ・設備設計・手順に基づく想定時間の差異
- ・解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認(ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く)



第 2.6.6 図 原子炉圧力の推移



第 2.6-4 図 原子炉圧力の推移



第 2.6.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移

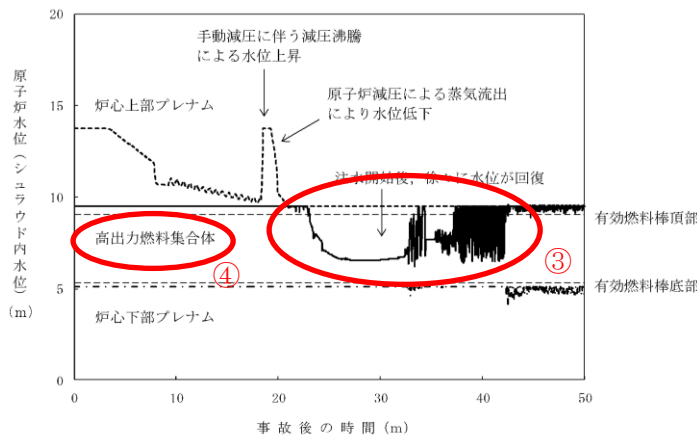
・解析結果の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

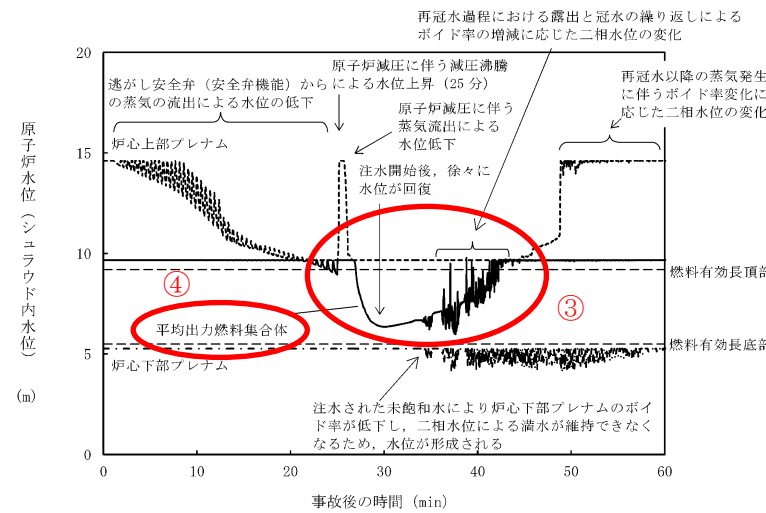
①MS I V 閉動作の原子炉水位設定点 (島根 2号炉・東海第二: L2, 柏崎 6/7: L1.5) 及び破断面積の相違による水位低下速度の違いにより原子炉圧力上昇のタイミングが異なる。

【東海第二】

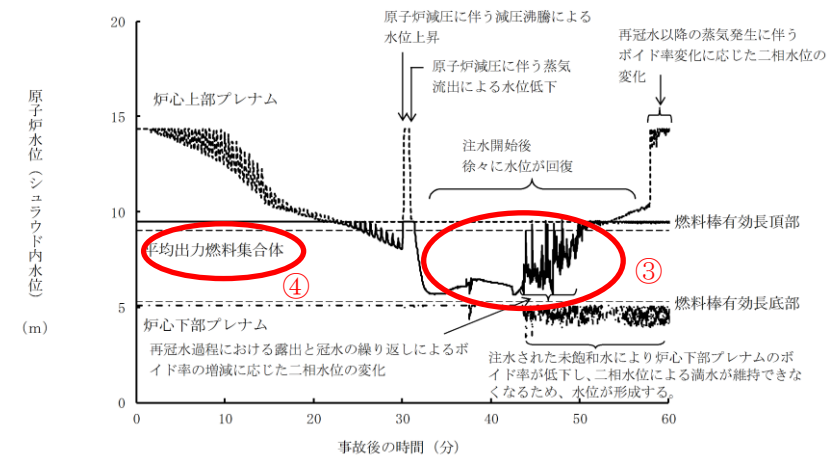
②ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより、島根 2号炉及び柏崎 6/7 では蒸気発生量による原子炉圧力上昇が発生。



第 2.6.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移



第 2.6-5 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移



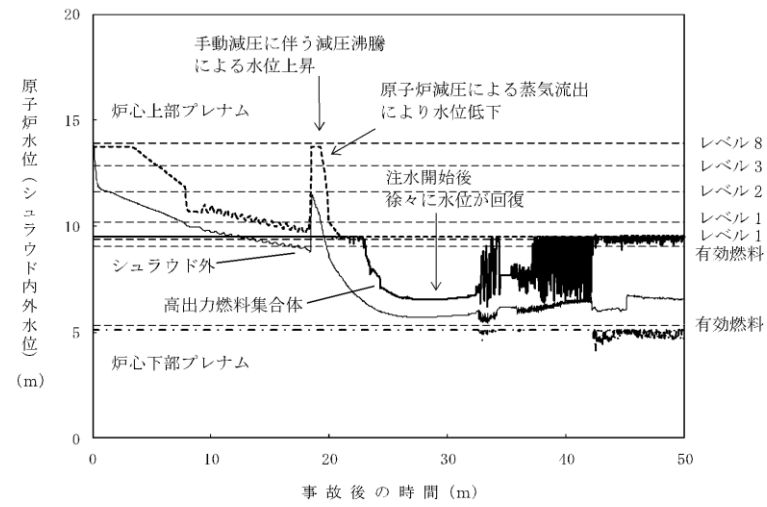
第 2.6.2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移

【柏崎 6/7, 東海第二】

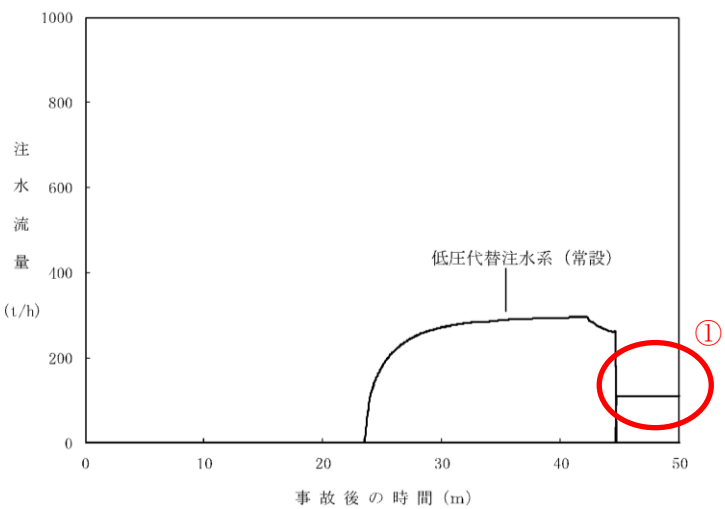
③ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の差異による原子炉水位回復の速さの違い。

【柏崎 6/7】

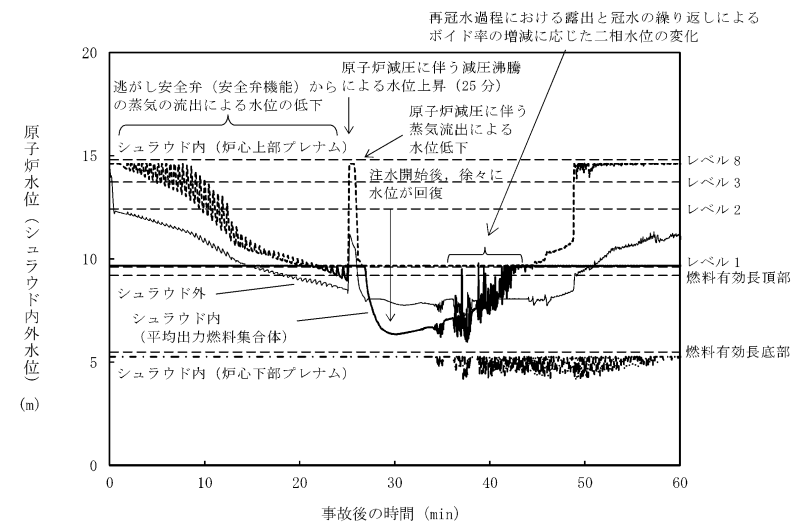
④島根 2号炉は、平均出力燃料集合体にて PCT が発生しているため、平均出力燃料集合体の原子炉水位を示している。



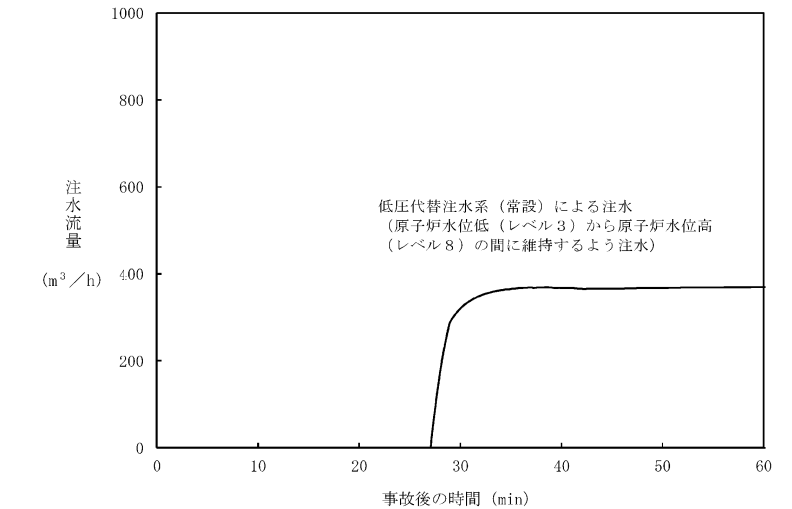
第 2.6.8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



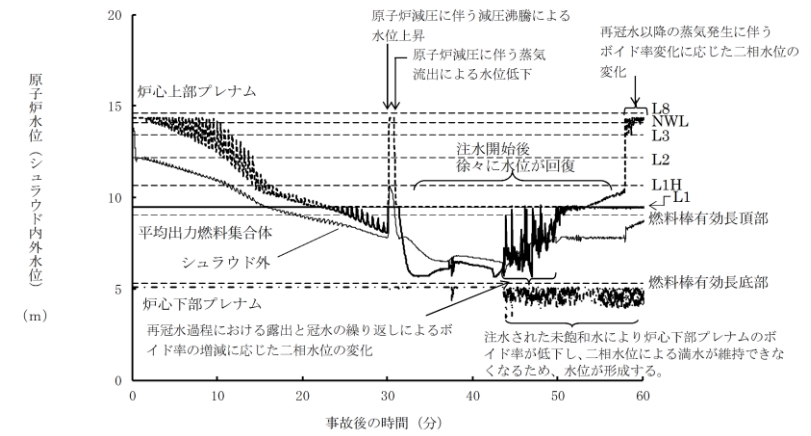
第 2.6.9 図 注水流量の推移



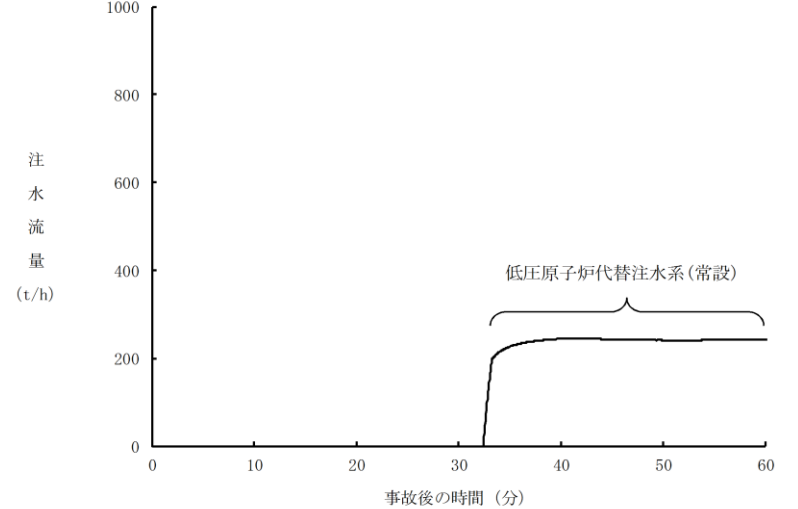
第 2.6-6 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 2.6-7 図 注水流量の推移

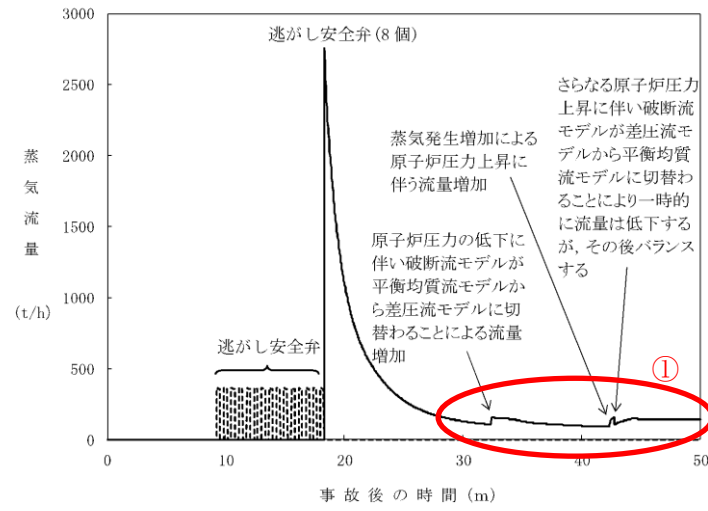


第 2.6.2-1(3) 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

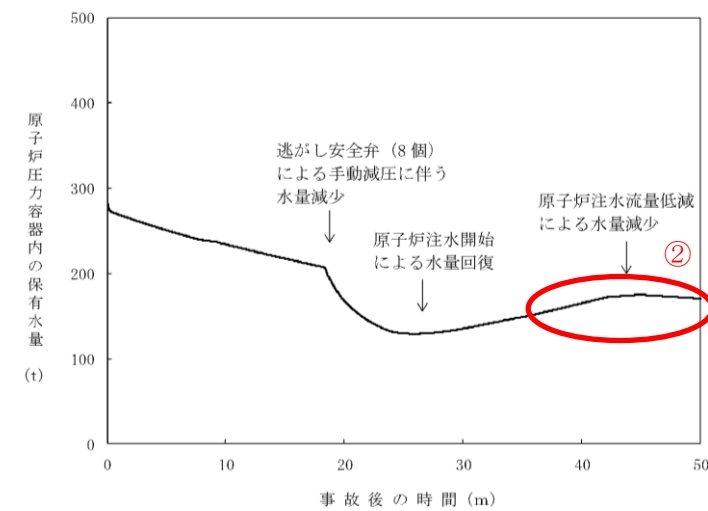


第 2.6.2-1(4) 図 注水流量の推移

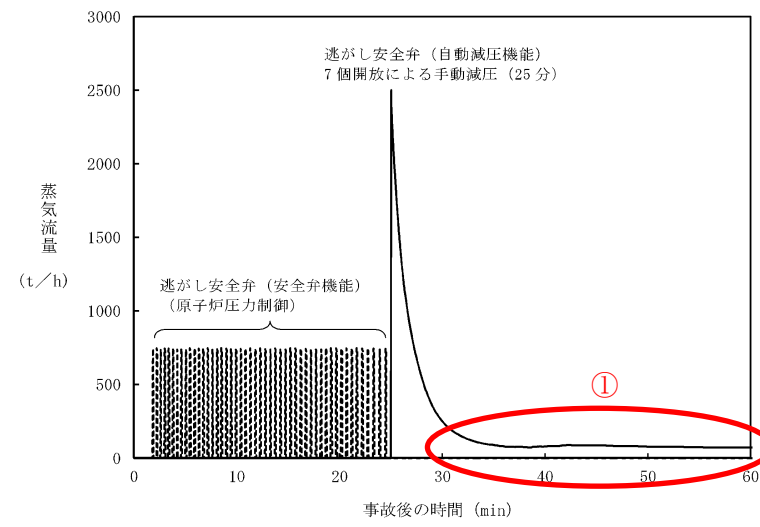
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
①柏崎 6/7 では炉心部冠水後、90m³/h 一定で注水を実施。



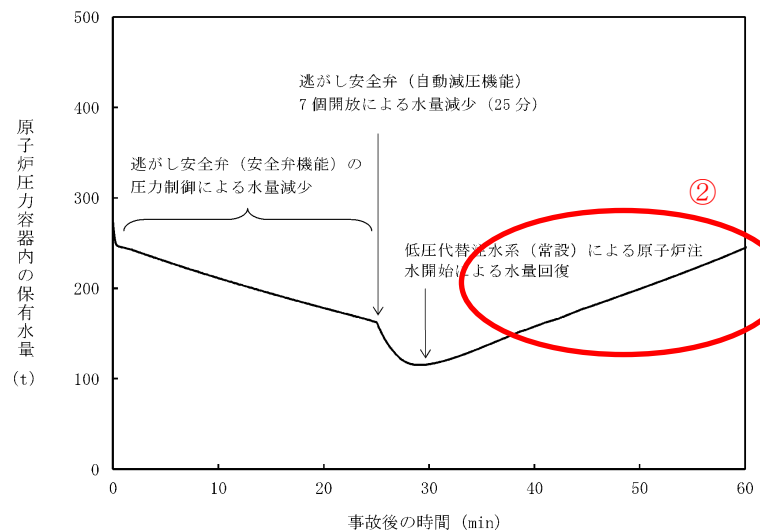
第 2.6.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



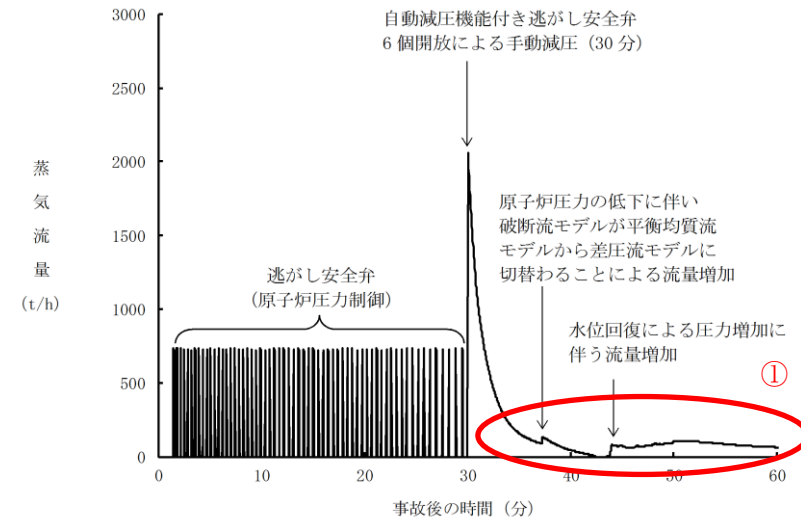
第 2.6.11 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



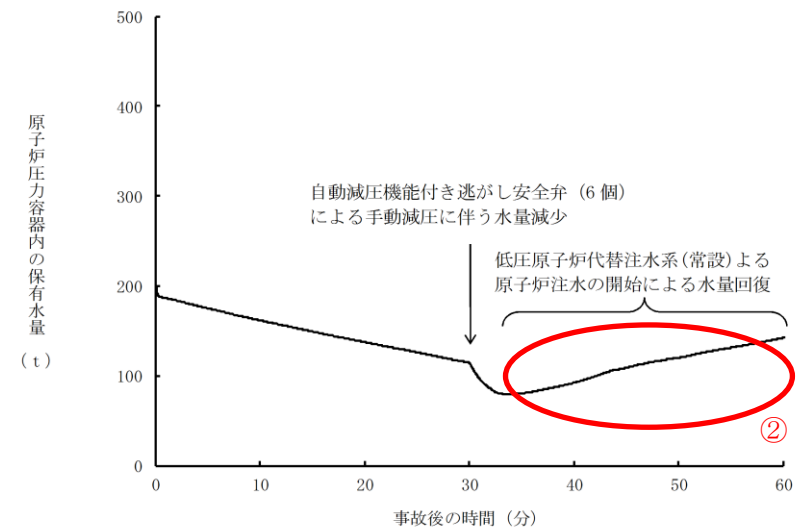
第 2.6-8 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第 2.6-9 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



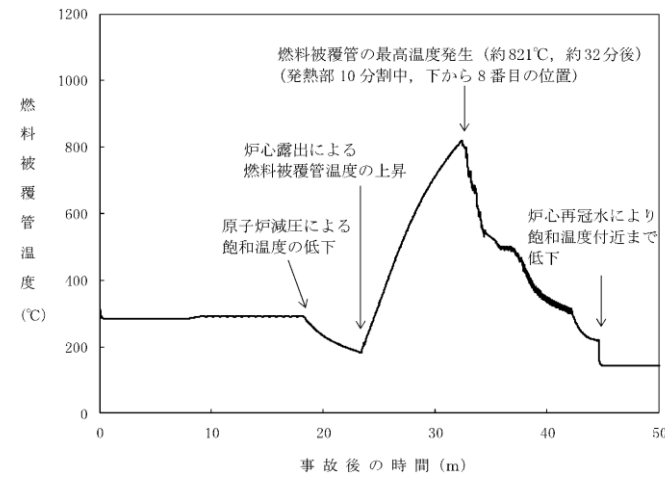
第 2.6.2-1(5) 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



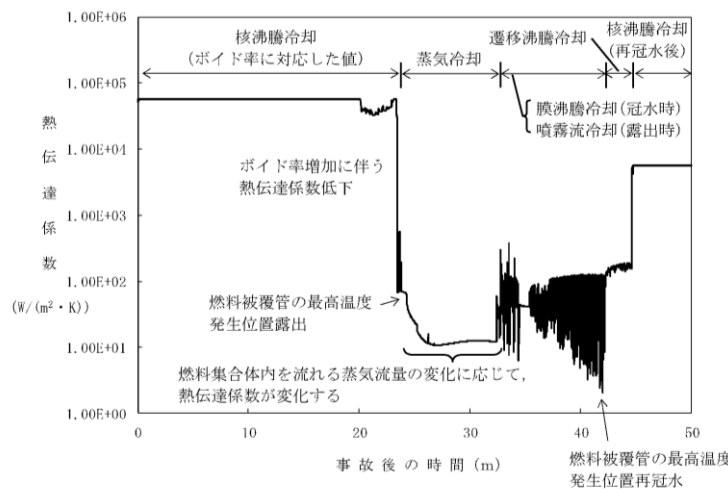
第 2.6.2-1(6) 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①開放する逃がし安全弁の弁数の違い等に起因する蒸気流量の違いにより原子炉圧力低下速度が異なり、島根2号炉及び柏崎6/7では破断流モデルの切替えが発生する。

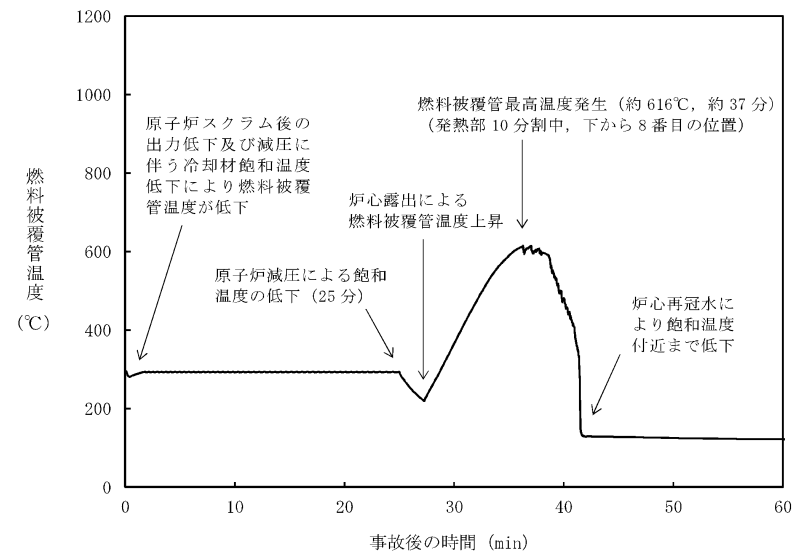
【柏崎6/7】
 ②柏崎6/7では炉心冠水後、90m³/h一定で注水することで流量が低減されるため水量が減少する。



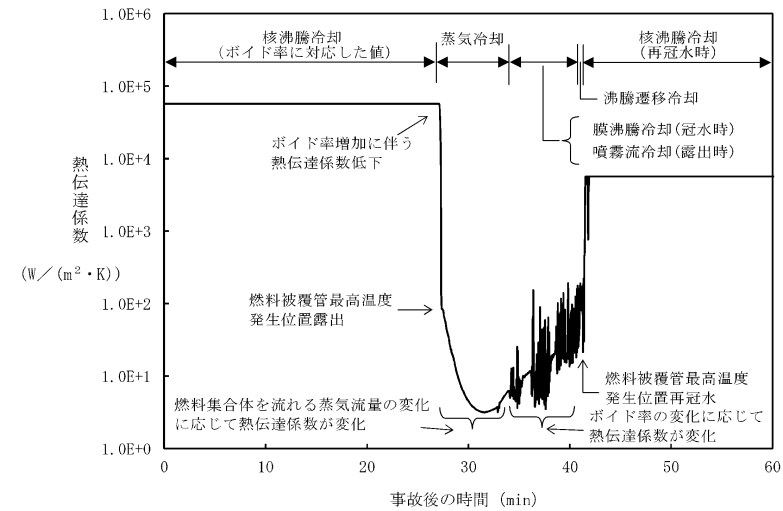
第 2.6.12 図 燃料被覆管温度の推移



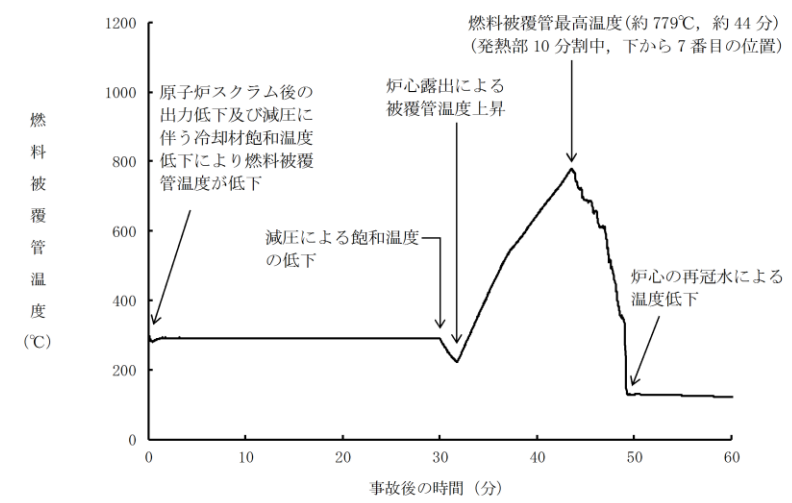
第 2.6.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移



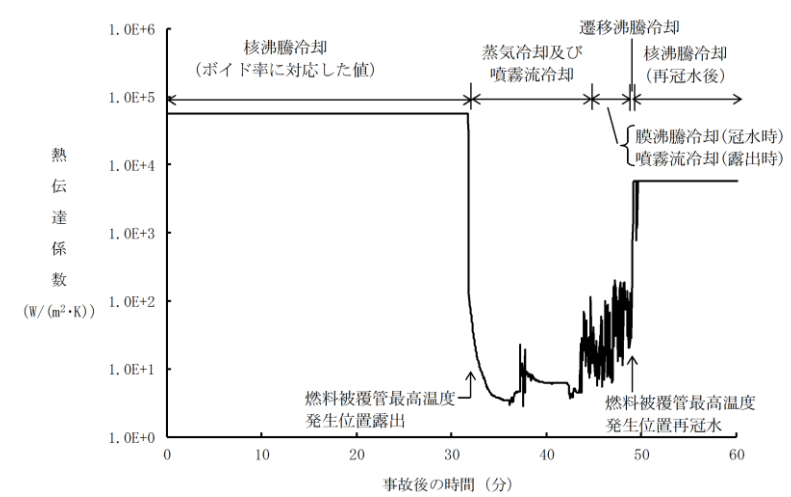
第 2.6-10 図 燃料被覆管温度の推移



第 2.6-11 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移



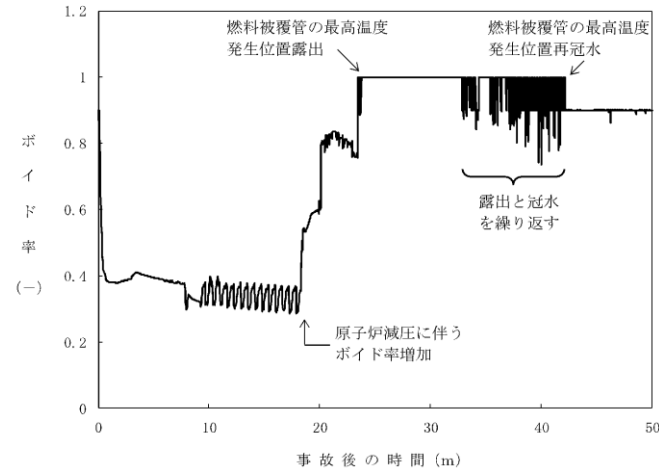
第 2.6.2-1(7) 図 燃料被覆管温度の推移



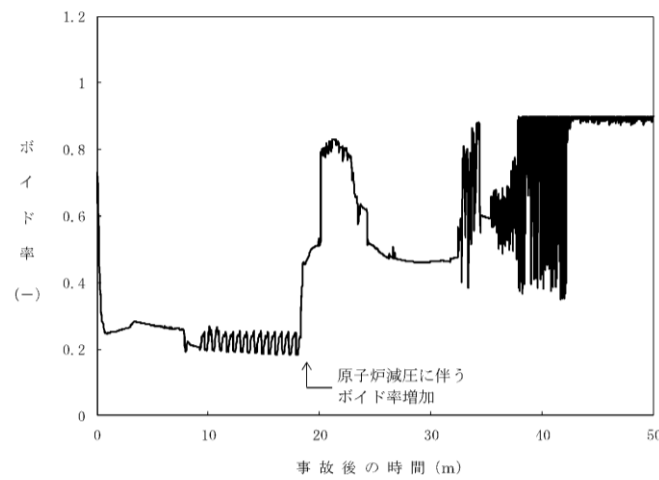
第 2.6.2-1(8) 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより炉心露出時間に違いがあるため燃料被覆管温度の挙動が異なる。

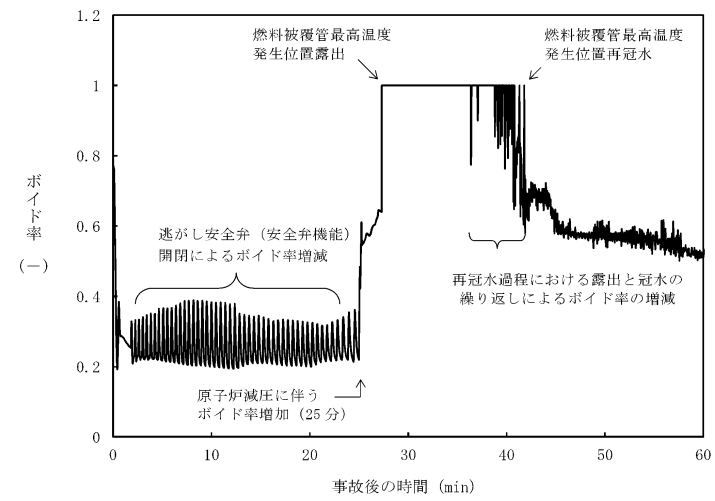
【柏崎 6/7, 東海第二】
ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより炉心露出時間に違いがあるため熱伝達係数の推移が異なる。



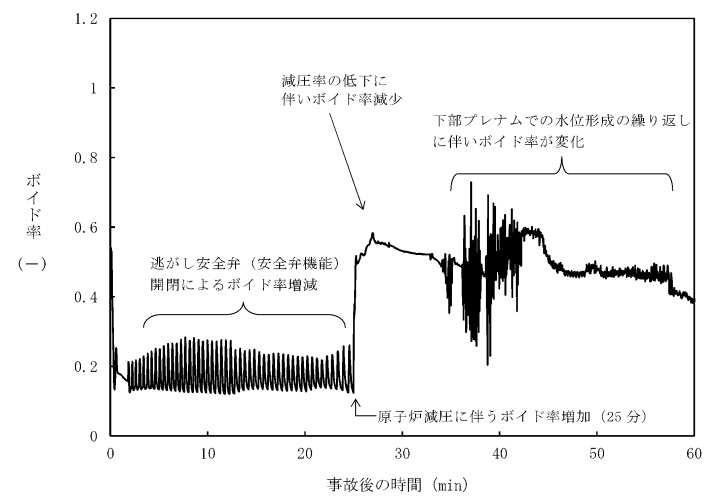
第 2.6.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移



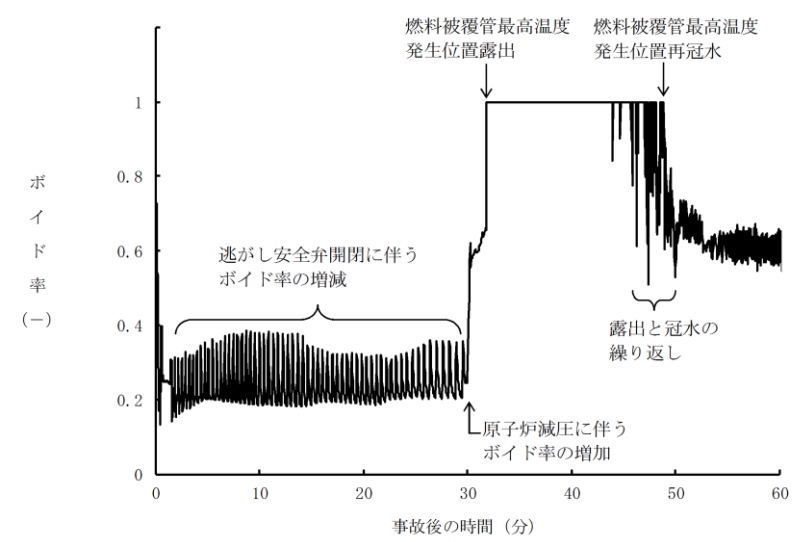
第 2.6.15 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



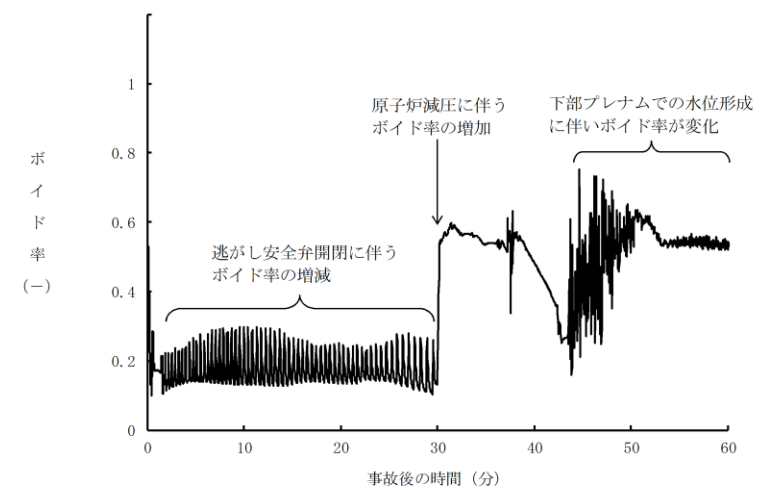
第 2.6-12 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移



第 2.6-13 図 平均出力燃料集合体のボイド率の推移



第 2.6.2-1(9) 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移

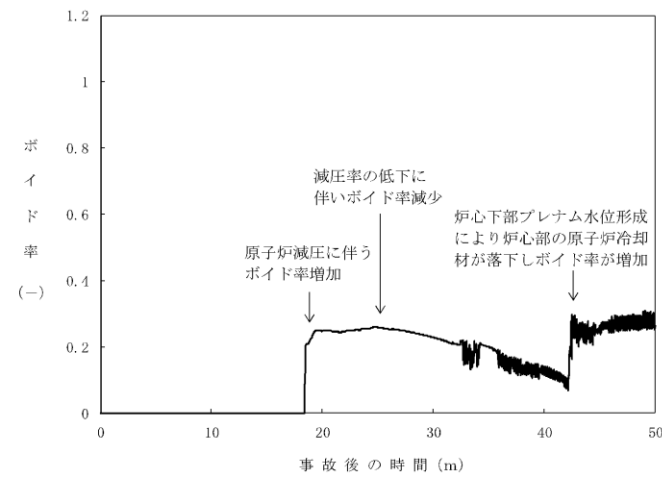


第 2.6.2-1(10) 図 平均出力燃料集合体のボイド率の推移

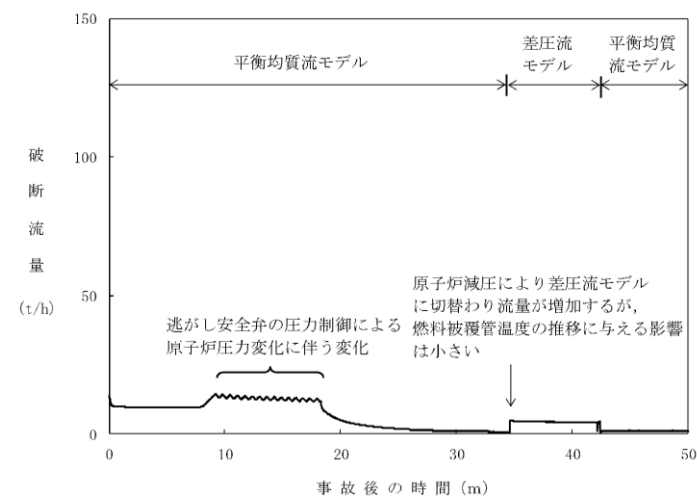
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより炉心露出時間に違いがあるためボイド率の推移が異なる。

【柏崎 6/7, 東海第二】
ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより炉心露出時間に違いがあるためボイド率の推移が異なる。

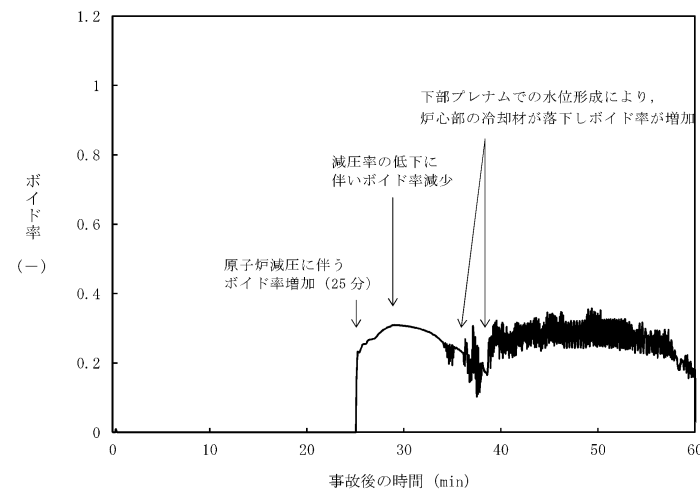
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、平均出力燃料集合体にて燃料被覆管の最高温度が発生しているため、高出力燃料集合体のボイド率を示している。



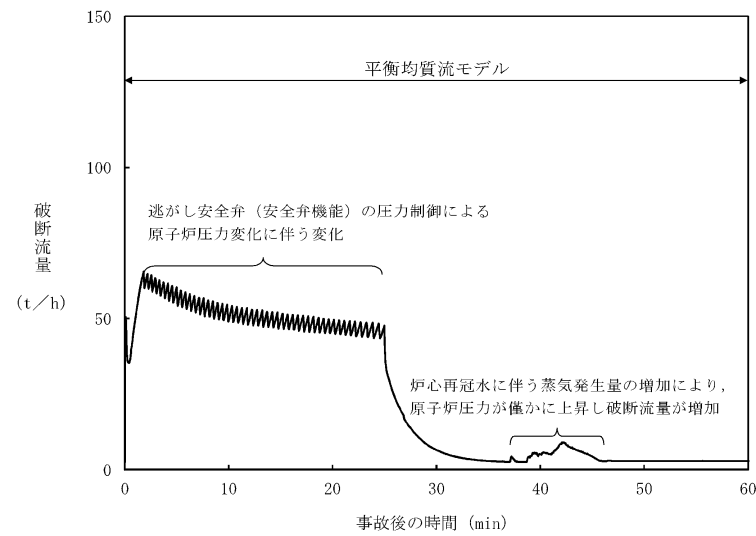
第 2.6.16 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



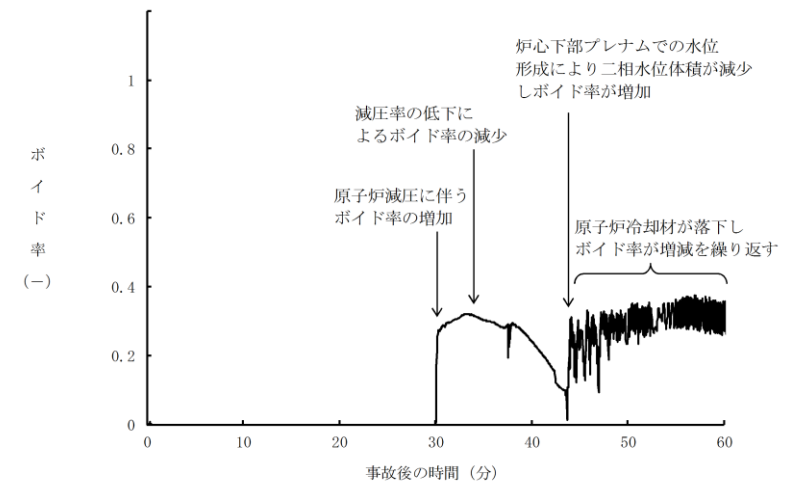
第 2.6.17 図 破断流量の推移



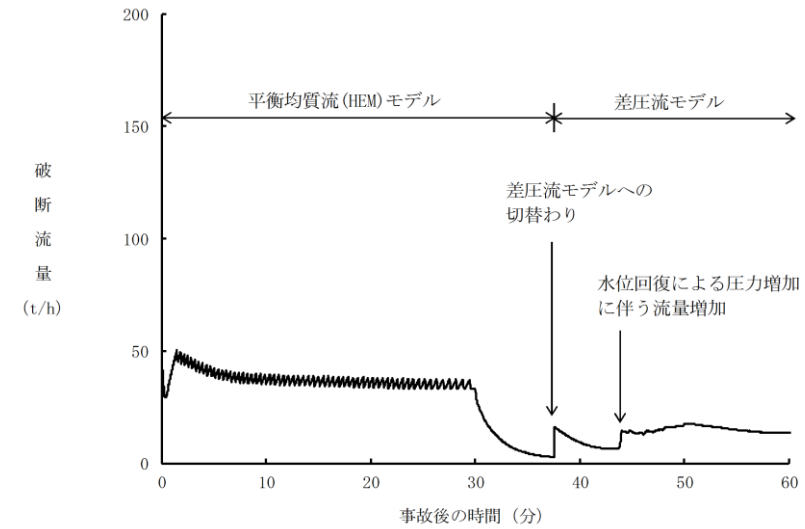
第 2.6-14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第 2.6-15 図 破断流量の推移



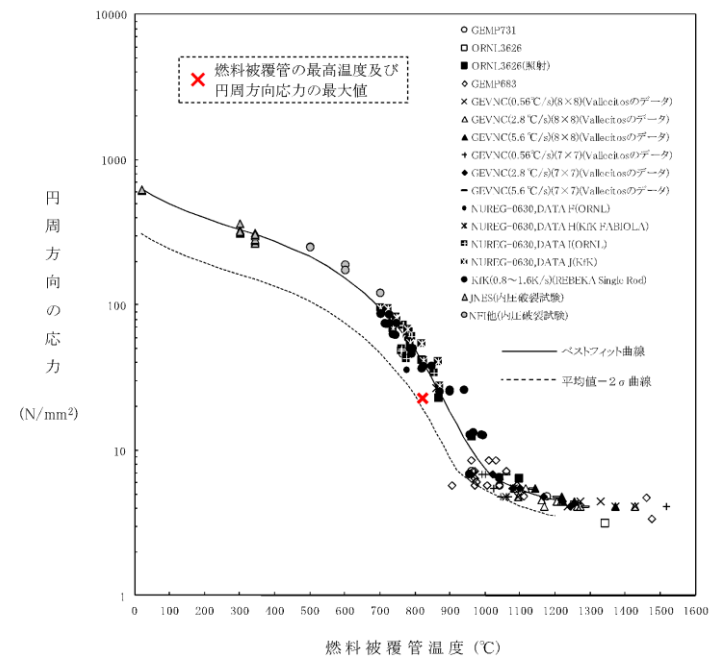
第 2.6.2-1(11) 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



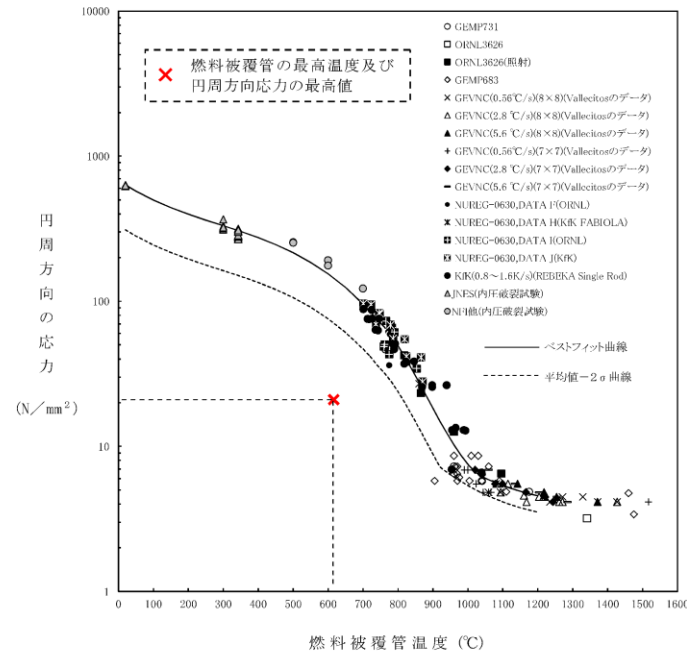
第 2.6.2-1(12) 図 破断流量の推移

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
ポンプ特性 (流量及び吐出圧) の違いにより炉心露出時間に違いがあるためボイド率の推移が異なる。

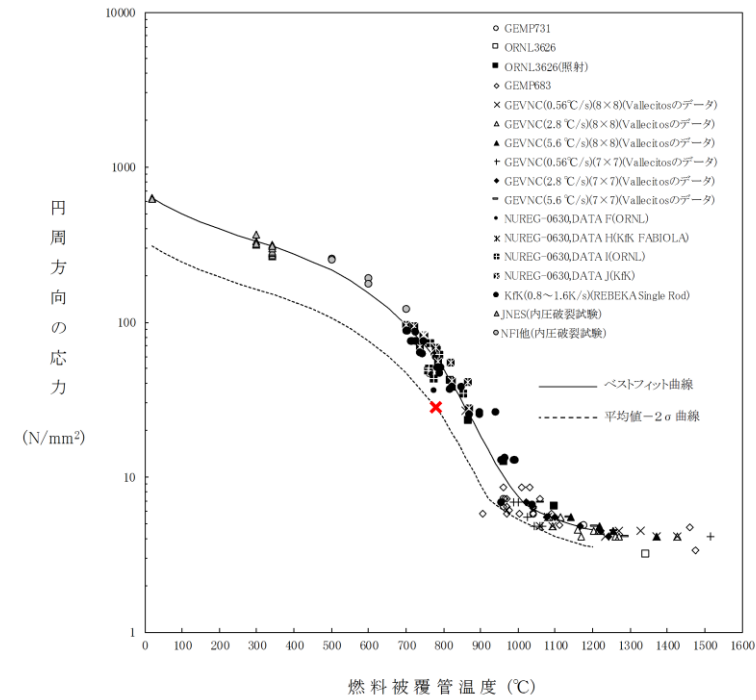
【柏崎 6/7, 東海第二】
破断面積の違いに起因する破断流量の差異。



第2.6.18図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

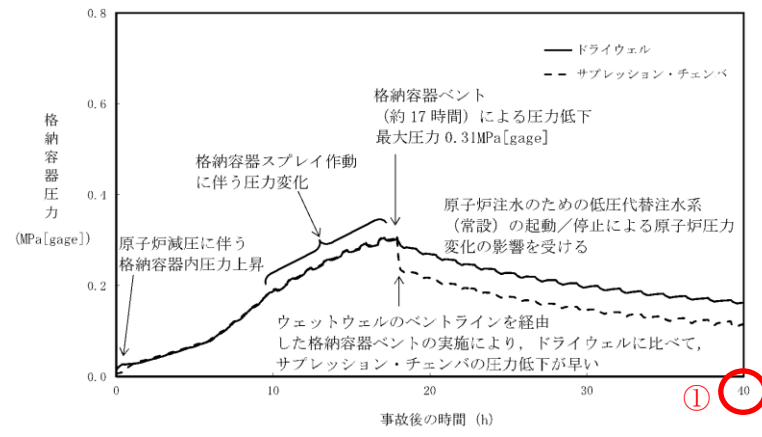


第2.6-16図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

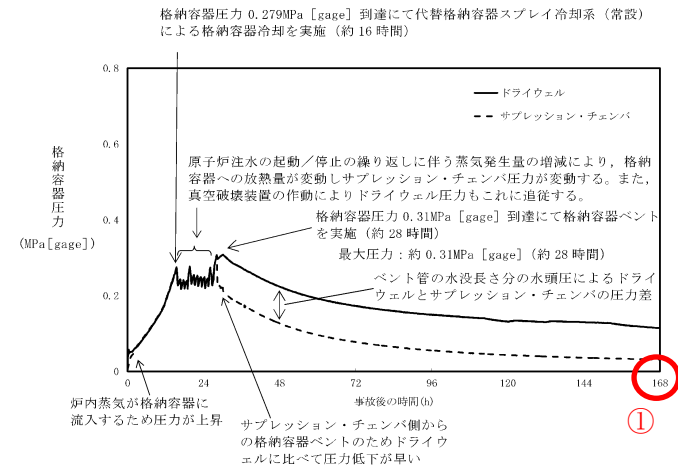


第2.6.2-1(13)図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

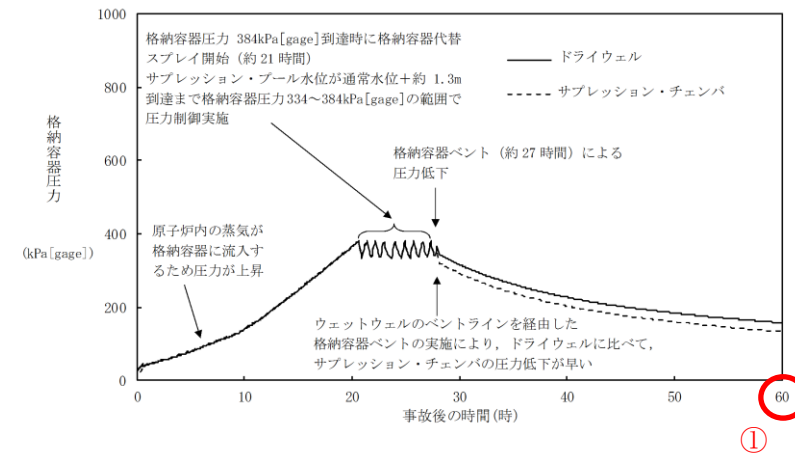
備考
 ・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 破断面積設定の考え方の違いによる相違。



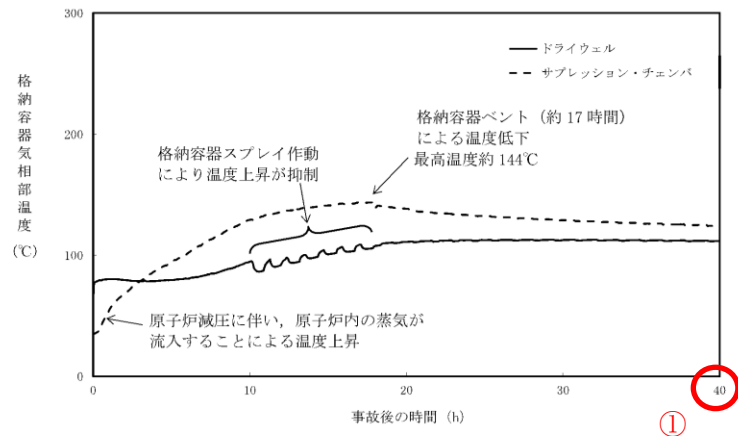
第 2. 6. 19 図 格納容器圧力の推移



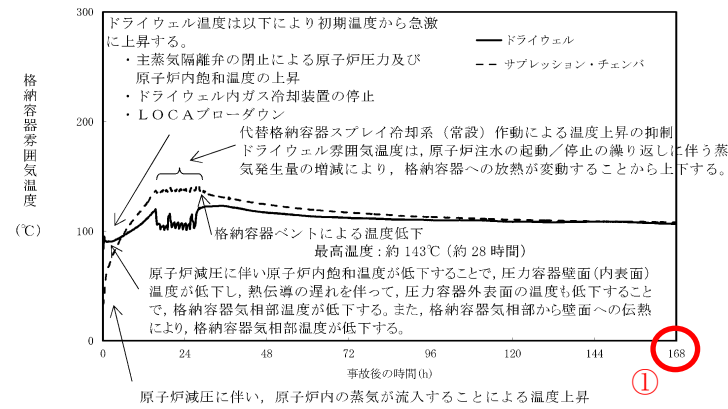
第 2. 6-17 図 格納容器圧力の推移



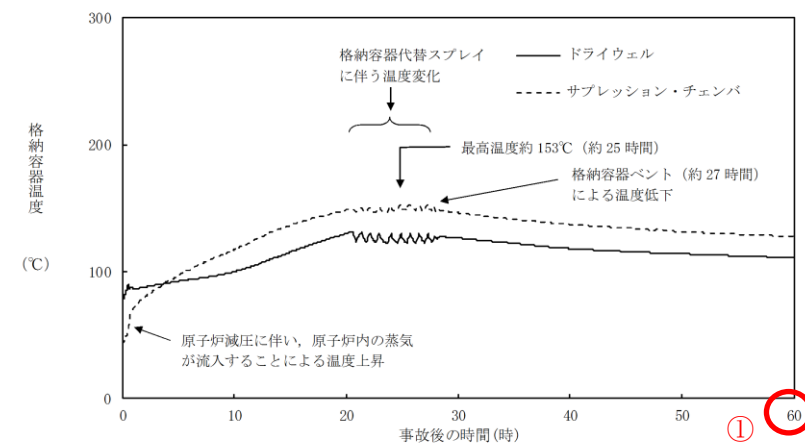
第 2. 6. 2-1(14) 図 格納容器圧力の推移



第 2. 6. 20 図 格納容器気相部温度の推移

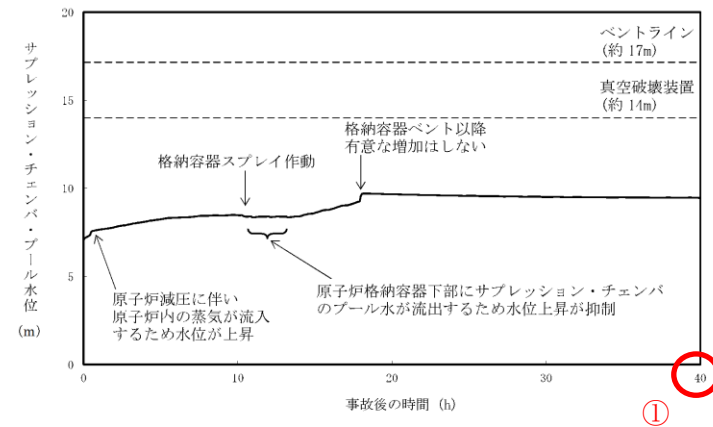


第 2. 6-18 図 格納容器雰囲気温度の推移

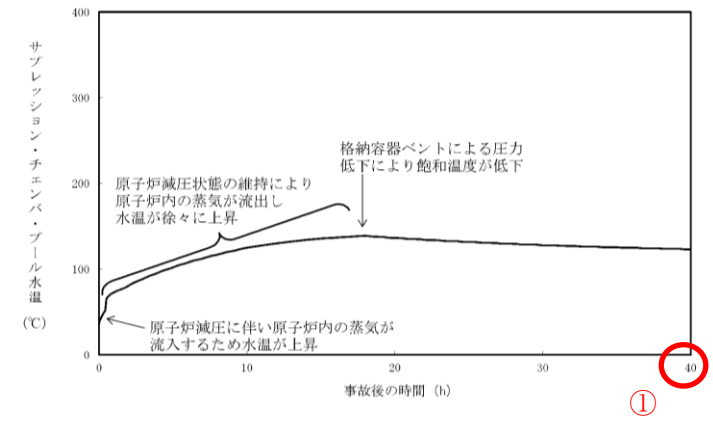


第 2. 6. 2-1(15) 図 格納容器温度の推移

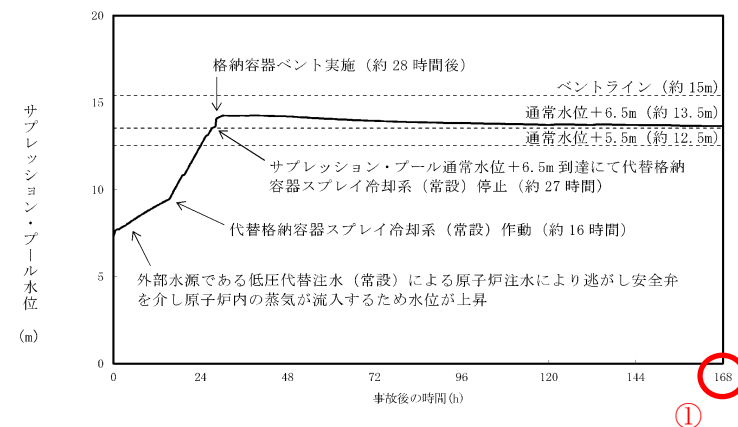
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①解析時間の相違。



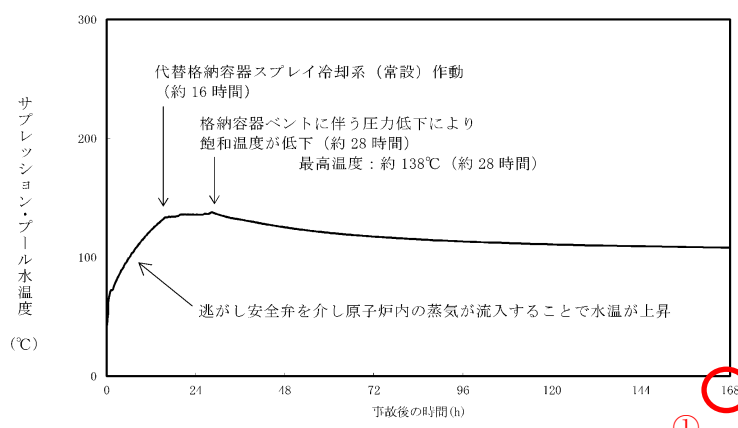
第 2.6.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



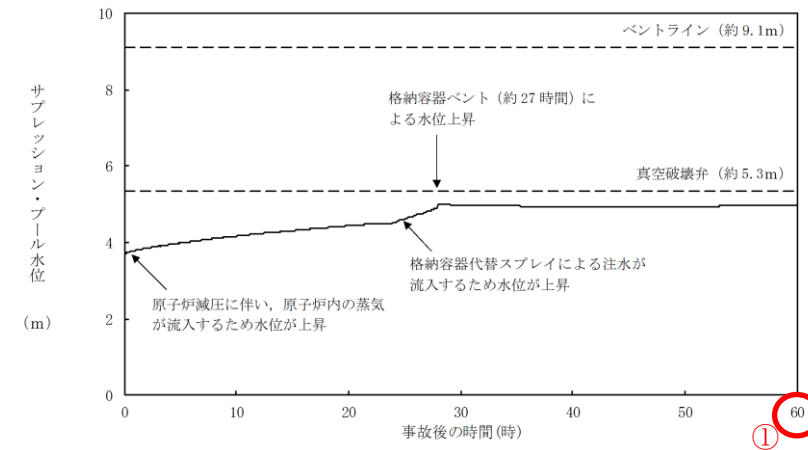
第 2.6.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



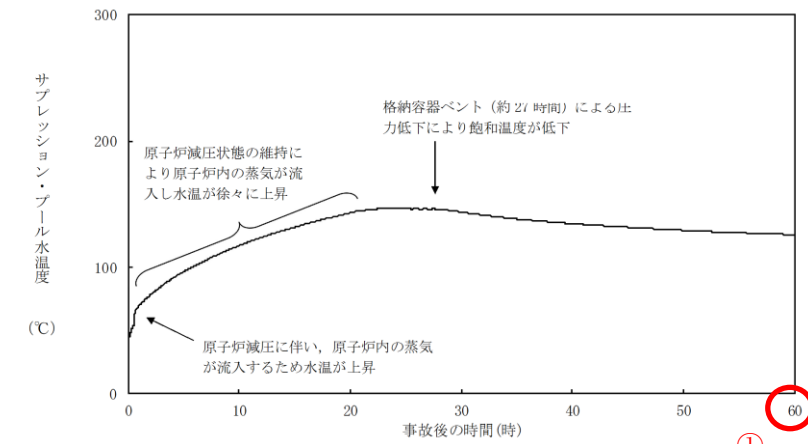
第 2.6-19 図 サプレッション・プール水位の推移



第 2.6-20 図 サプレッション・プール水温度の推移

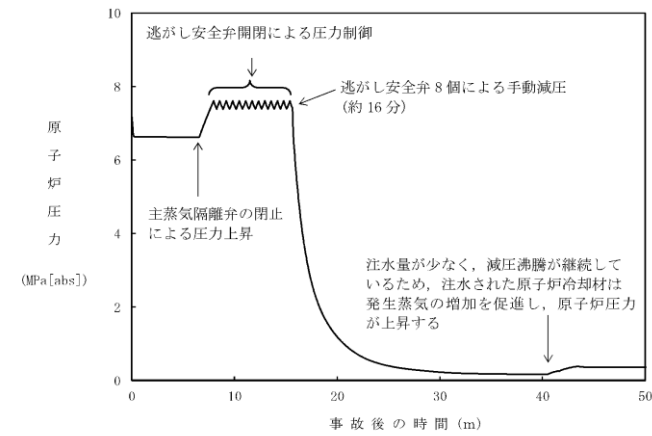


第 2.6.2-1(16) 図 サプレッション・プール水位の推移

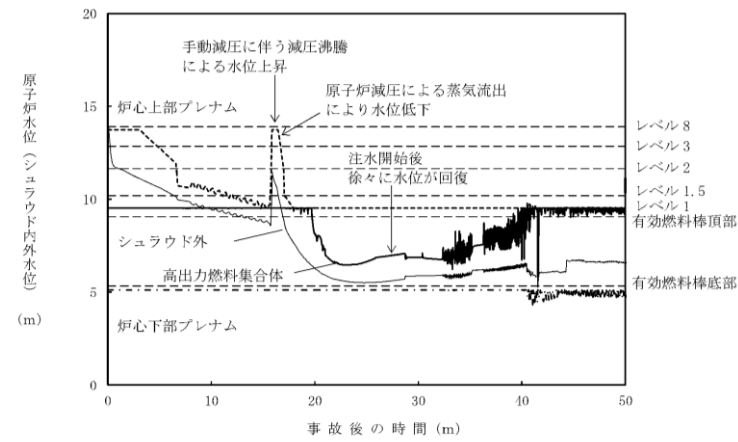


第 2.6.2-1(17) 図 サプレッション・プール水温度の推移

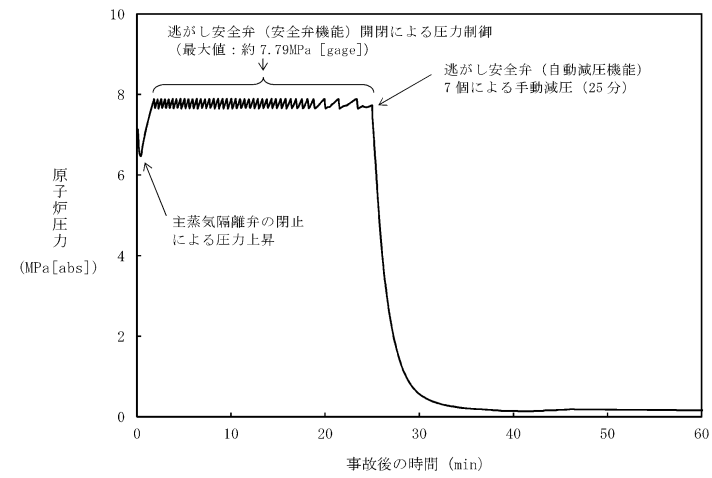
【柏崎 6/7, 東海第二】
①解析時間の相違。



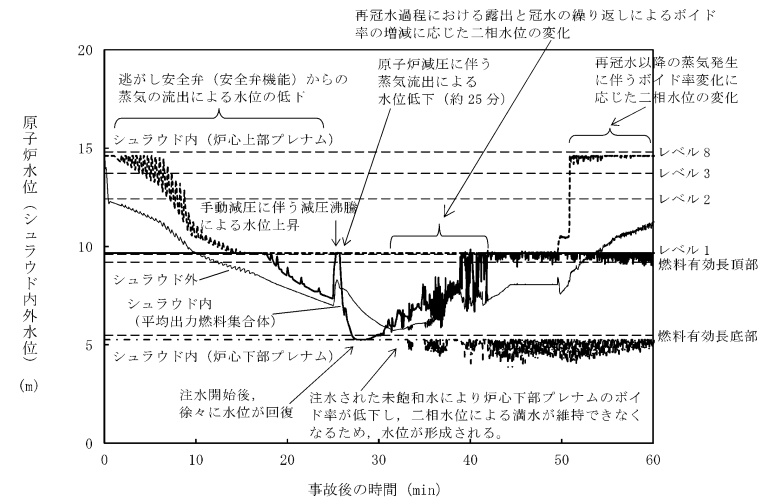
第 2.6.23 図 原子炉圧力の推移 (破断面積 : 5.6cm²)



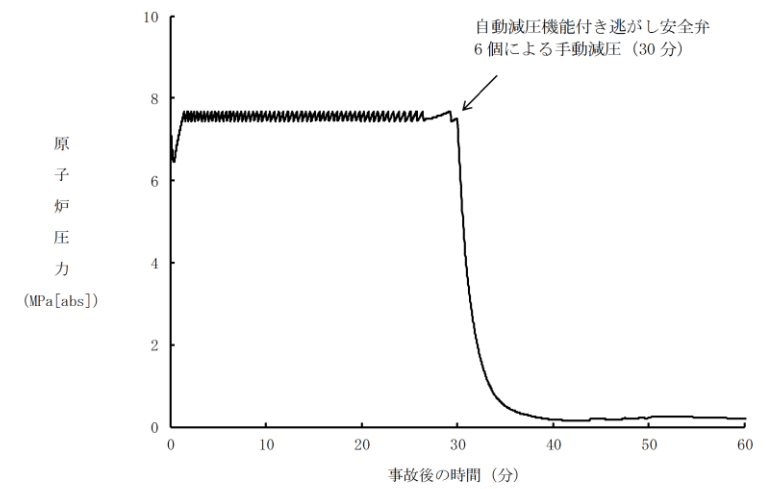
第 2.6.24 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (破断面積 : 5.6cm²)



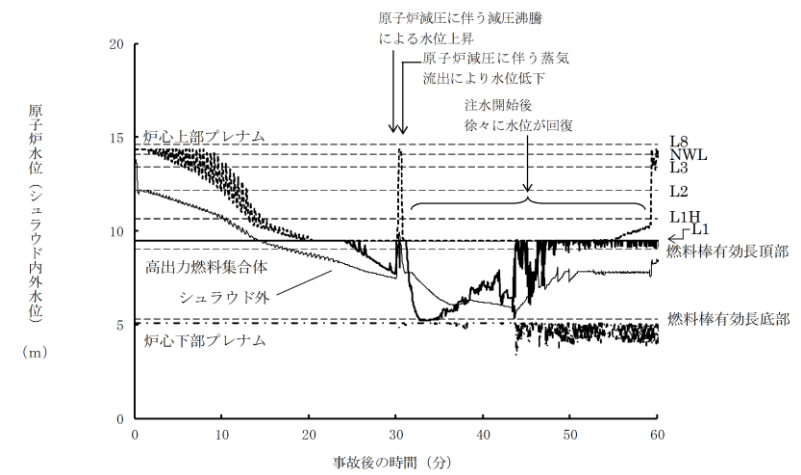
第 2.6-21 図 原子炉圧力の推移 (約 9.5cm²の破断)



第 2.6-22 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) (約 9.5cm²の破断)

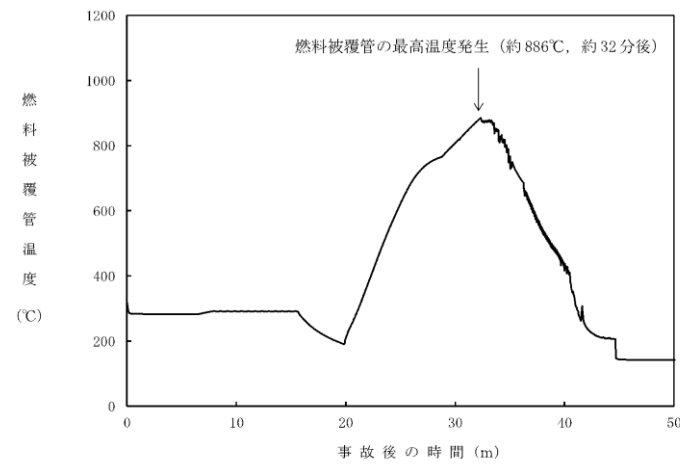


第 2.6.3-1(1) 図 原子炉圧力の推移 (約 4.2cm²の破断)

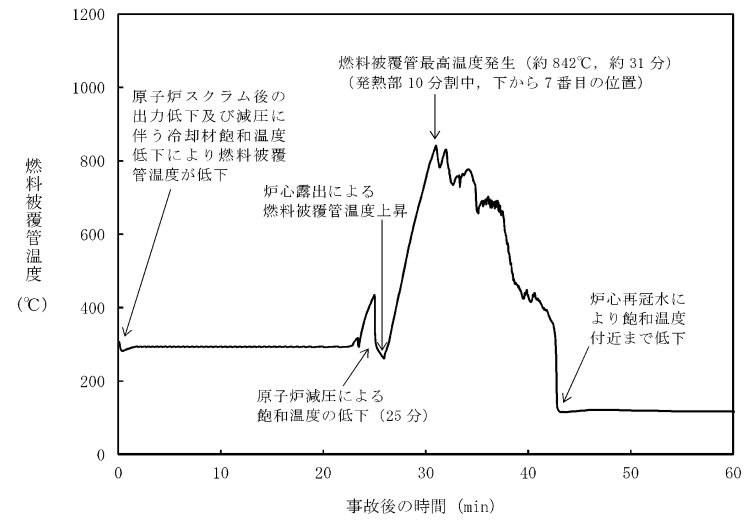


第 2.6.3-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) (約 4.2cm²の破断)

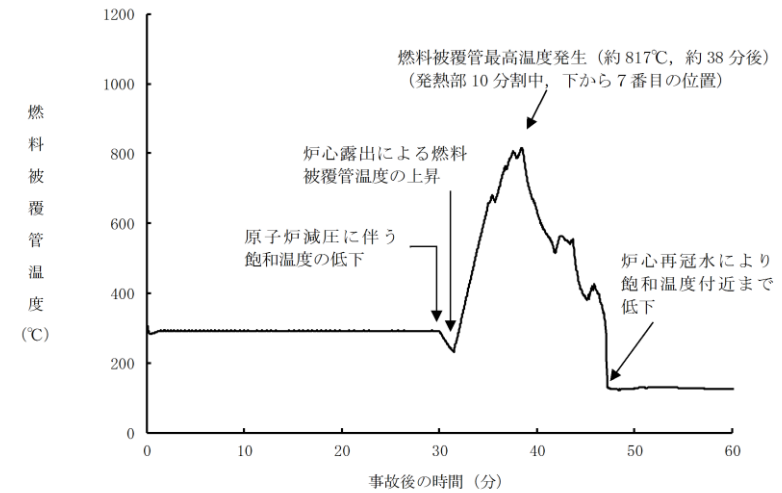
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



第 2. 6. 25 図 燃料被覆管温度の推移 (破断面積 : 5. 6cm²)

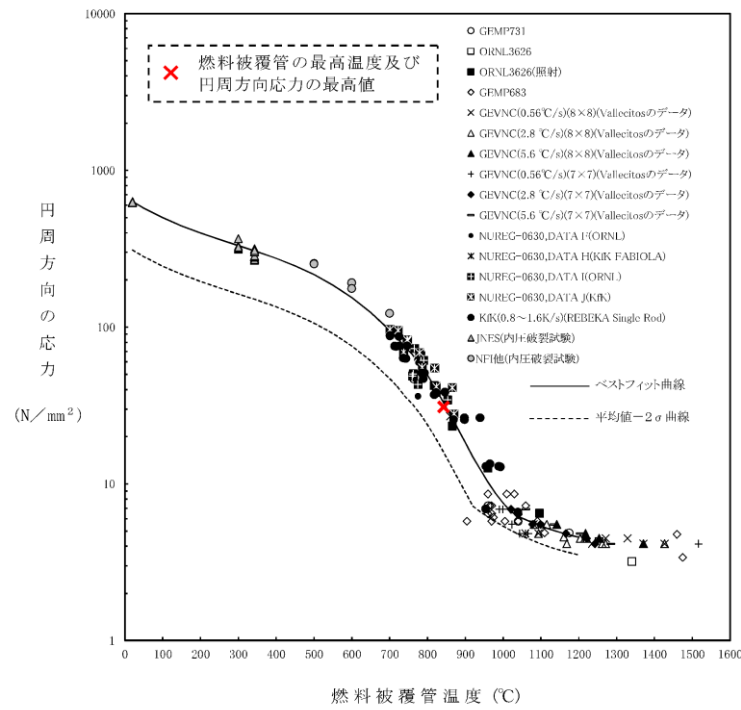


第 2. 6-23 図 燃料被覆管温度の推移 (約 9. 5cm²の破断)

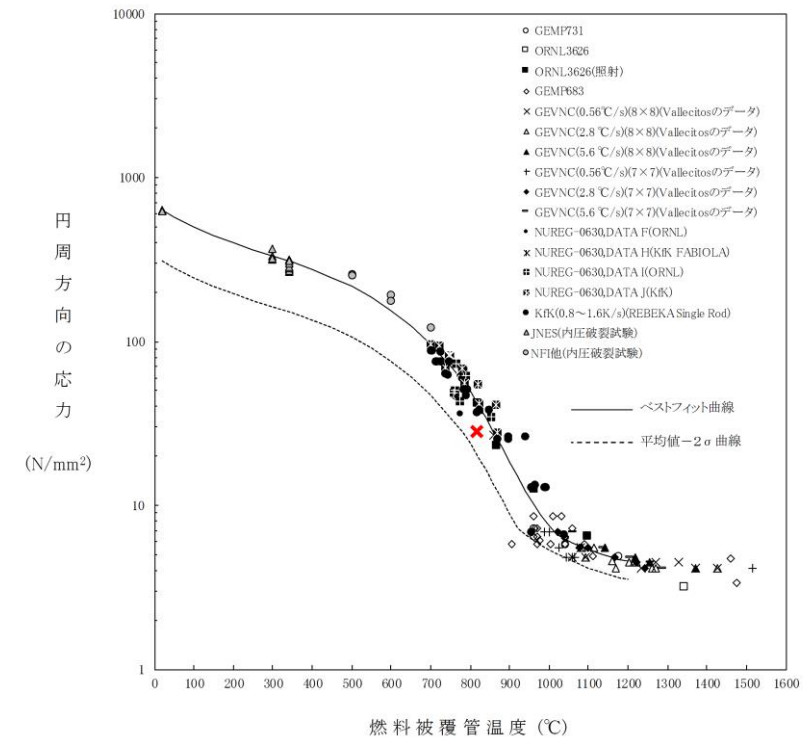


第 2. 6. 3-1(3) 図 燃料被覆管温度の推移 (約 4. 2cm²の破断)

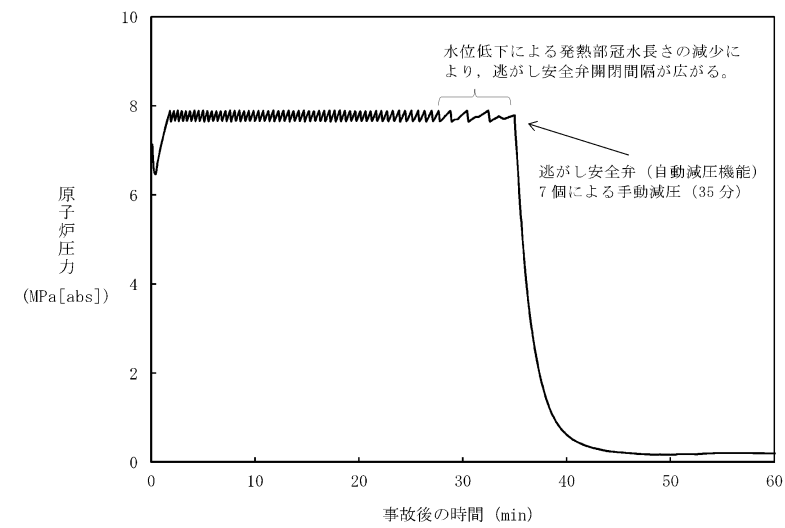
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



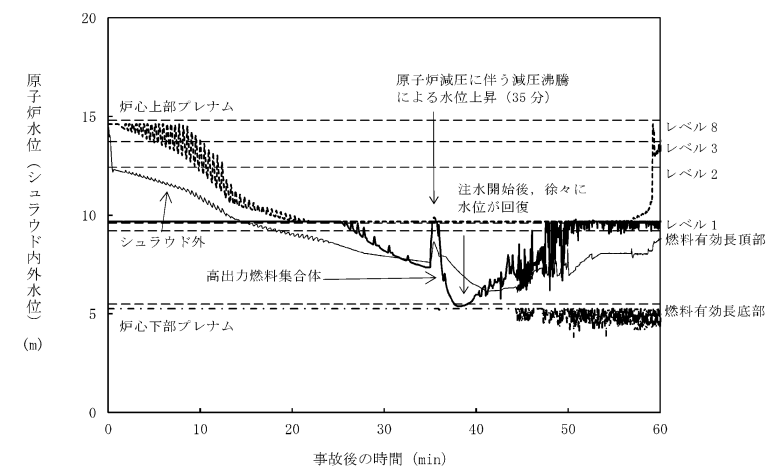
第 2. 6-24 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係 (約 9. 5cm²の破断)



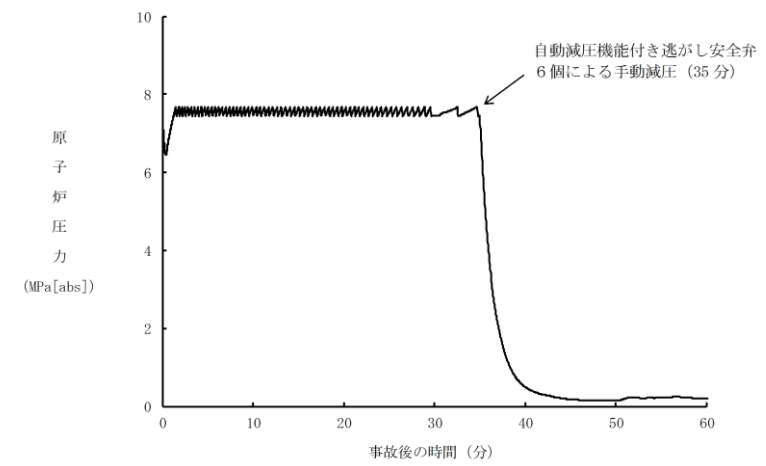
第 2. 6. 3-1(4) 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係 (約 4. 2cm²の破断)



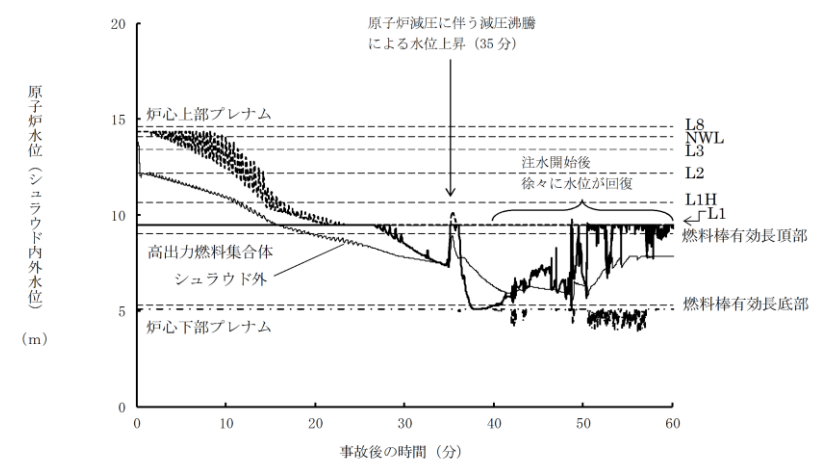
第 2.6-25 図 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 10 分)



第 2.6-26 図 原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 10 分)

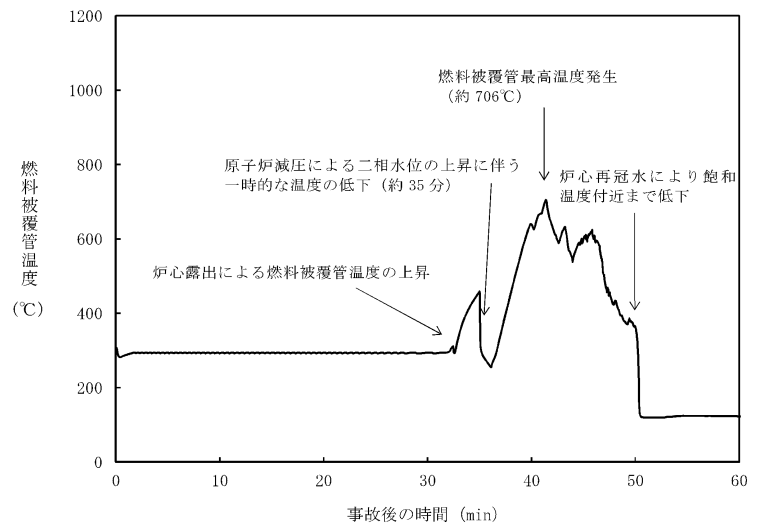


第 2.6.3-1(5) 図 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 5 分)

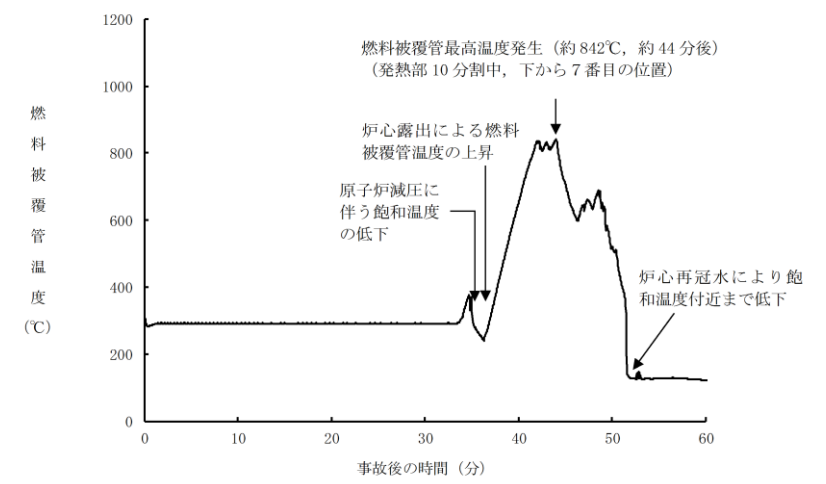


第 2.6.3-1(6) 図 原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 5 分)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



第 2.6-27 図 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 10 分)



第 2.6.3-1(7) 図 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 5 分)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

第 2.6.1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について

| 判断及び操作 | 手順 | 有効性評価上期待する事故対処設備 | |
|-------------------------|---|-------------------------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による注水配管に外部電源喪失となり、原子炉スクラムしたことを確認する。 | 【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】 | 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ |
| 高圧・低圧注水機能喪失確認 | 原子炉水位による自動起動機能が発生するが、各ボンプの自動起動失敗又は各ボンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。 | - | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SB) 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去ボンプ吐出圧力】 |
| 高圧代替注水による原子炉注水 | 高圧・低圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。 | 高圧代替注水系統貯蔵タンク | 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系統流量 (SB) |
| 逃がし安全弁による原子炉急減圧 | 高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系統 (常設) を急減圧する。中央制御室にて逃がし安全弁を閉鎖し、原子炉急減圧する。 | 高圧代替注水系統貯蔵タンク | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SB) |
| 低圧代替注水系統 (常設) による原子炉注水 | 逃がし安全弁による原子炉急減圧により、低圧代替注水系統 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位低 (レベル 8) の間で維持する。 | 可搬型代替注水ボンプ (A・2級) タンクローリ (4L) | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SB) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SB) 高圧炉心注水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) |
| 代替冷却源システム (常設) による原子炉注水 | 格納容器圧力が 0.18MPa (gauge) に到達した直後、代替冷却源システム (常設) により原子炉冷却材循環を再開する。格納容器圧力が 0.18MPa (gauge) に到達した直後、代替冷却源システム (常設) により原子炉注水を開始する。格納容器圧力は、格納容器圧力低 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、格納容器圧力を再開する。 | 可搬型代替注水ボンプ (A・2級) タンクローリ (4L) | 格納容器内圧力 (D) * 格納容器内圧力 (E) * 格納容器内圧力 (F) * 格納容器内圧力 (G) * 格納容器内圧力 (H) * 格納容器内圧力 (I) * 格納容器内圧力 (J) * 格納容器内圧力 (K) * 格納容器内圧力 (L) * 格納容器内圧力 (M) * 格納容器内圧力 (N) * 格納容器内圧力 (O) * 格納容器内圧力 (P) * 格納容器内圧力 (Q) * 格納容器内圧力 (R) * 格納容器内圧力 (S) * 格納容器内圧力 (T) * 格納容器内圧力 (U) * 格納容器内圧力 (V) * 格納容器内圧力 (W) * 格納容器内圧力 (X) * 格納容器内圧力 (Y) * 格納容器内圧力 (Z) * |
| 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉急減圧 | 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉急減圧 | 格納容器圧力逃がし装置 軽油タンク | 格納容器内圧力 (D) * 格納容器内圧力 (E) * 格納容器内圧力 (F) * 格納容器内圧力 (G) * 格納容器内圧力 (H) * 格納容器内圧力 (I) * 格納容器内圧力 (J) * 格納容器内圧力 (K) * 格納容器内圧力 (L) * 格納容器内圧力 (M) * 格納容器内圧力 (N) * 格納容器内圧力 (O) * 格納容器内圧力 (P) * 格納容器内圧力 (Q) * 格納容器内圧力 (R) * 格納容器内圧力 (S) * 格納容器内圧力 (T) * 格納容器内圧力 (U) * 格納容器内圧力 (V) * 格納容器内圧力 (W) * 格納容器内圧力 (X) * 格納容器内圧力 (Y) * 格納容器内圧力 (Z) * |

① 【1】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
 ■：有効性評価上考慮しない操作

第 2.6-1 表 LOCA 時注水機能喪失における重大事故等対策について (1/3)

| 確認及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|-------------------|--|--|-------|--|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による注水配管に外部電源喪失となり、原子炉スクラムしたことを確認する。 | 非常用ディーゼル発電機* 軽油貯蔵タンク | - | 平均出力領域計装* 起動領域計装* |
| 高圧・低圧注水機能喪失確認 | 原子炉水位による自動起動機能が発生するが、各ボンプの自動起動失敗又は吐圧力の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。 | - | - | 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)* 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 高圧炉心スプレイレイ系系統流量* 低圧炉心スプレイレイ系ボンプ吐出圧力* |
| 高圧代替注水による原子炉注水 | 高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。 | 高圧代替注水系統 サブレーション・チェンバ* | - | 残留熱除去ボンプ吐出圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 高圧代替注水系統流量 |
| 逃がし安全弁による原子炉急減圧 | 高圧・低圧注水機能喪失確認後、常設低圧代替注水系統ボンプを 2 台起動し、中央制御室にて逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個を全開し、原子炉急減圧を実施する。 | 常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系統ボンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)* 軽油貯蔵タンク | - | 原子炉圧力 (SA) |

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 ■：有効性評価上考慮しない操作

第 2.6.1-1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について (1/3)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|-------------------|--|--|-------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による注水配管に外部電源喪失となり、原子炉スクラムしたことを確認する。 | 【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】 | - | 平均出力領域計装 |
| 高圧・低圧注水機能喪失確認 | 各ボンプの起動失敗又は各ボンプの出口流量の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。 | - | - | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ボンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイレイボンプ出口流量】 【残留熱除去ボンプ吐出圧力】 【低圧炉心スプレイレイボンプ吐出圧力】 |
| 高圧代替注水による原子炉注水 | 高圧・低圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。 | 高圧代替注水系統 サブレーション・チェンバ | - | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統流量 |
| 逃がし安全弁による原子炉急減圧 | 高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系統 (常設) を起動し、中央制御室にて自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を全開し、原子炉急減圧を実施する。 | 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧代替注水系統 (常設) 自動減圧機能付き逃がし安全弁 | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 |

① 【1】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
 ■：有効性評価上考慮しない操作

備考
本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載
・記載方針の相違
【東海第二】
①島根 2 号炉は、重大事故等時に設計基準対処施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対処設備 (設計基準拡張)」と位置付けている。

第2.6-1 表 LOC A時注水機能喪失における重大事故等対策について (2/3)

| 確認及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|-------------------------|--|---|------------------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は、原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。 | 常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側貯蔵タンク 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク | 可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位 |
| 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱 | 代替循環冷却系を起動し、原子炉注水を実施する。また、格納容器圧力が 0.245MPa [gage] に到達した場合は、格納容器スプレイを実施する。 | 緊急用海水系 代替循環冷却系 サブレーション・チェンバ* サブレーション・チェンバ圧力 サブレーション・プールの水温度 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替格納容器スプレイ流量 | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* ドライウェル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 サブレーション・プールの水温度 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替格納容器スプレイ流量 |

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

第2.6.1-1 表 「LOC A時注水機能喪失」の重大事故等対策について (2/3)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|--------------------------------|---|---|-----------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水 | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。 | 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系 (常設) 低圧原子炉代替注水 | 大量送水車 タンクローリ | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水 |
| 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却 | 格納容器圧力が 384kPa [gage] に到達した場合、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) により原子炉格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が 334kPa [gage] まで降下した場合、又はサブレーション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m に到達した場合は、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイを停止する。 | ガスタービン発電機用軽油タンク | 大量送水車 タンクローリ | ドライウェル圧力 (SA) サブレーション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サブレーション・プール水位 (SA) |

① 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
有効性評価上考慮しない操作

第2.6-1表 LOCA時注水機能喪失における重大事故等対策について (3/3)

| 確認及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|----------------------------|---|--|------------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却 | 格納容器圧力が0.279MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により格納容器冷却を実施する。また、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を継続する。 | 常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク | 可搬型代替注水中型ボローリタンク | ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 代替淡水貯槽水位 |
| 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱 | 格納容器圧力が0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する。 | 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 | - | ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 サブレーション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) |

①

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第2.6.1-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について (3/3)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | |
|--------------------------|--|--------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 |
| 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱 | サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。 | 格納容器フィルタベント系 | ドライウエル圧力 (SA) サブレーション・チェンバ圧力 (SA) サブレーション・プール水位 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) |

①

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■ 有効性評価上考慮しない操作

第2.6.2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (1/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------------|--|--|
| 初期条件 | 原子炉側：SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側：MAAP | - |
| 原子炉熱出力 | 3, 926MWt | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 | 7.07MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常運転水位 (セパレーター下端から+119cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 52, 200t/h | 定格流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 10℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9×9燃料 (A型) | - |
| 最大線出力密度 | 44.0kW/m | ① 設計限界値として設定 |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t | ② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定 |
| 格納容器容積 (ドライウエル) | 7, 350m ³ | ③ ドライウエル内体積の設計値 (定体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値) |
| 格納容器容積 (ウェットウエル) | 空間部：5, 960m ³ 液相部：3, 580m ³ | ④ ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) |
| 真空破壊装置 | 3, 43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧) | 真空破壊装置の設定値 |
| サブプレッション・チェンバ・プール水位 | 7.05m (通常運転水位) | ⑤ 通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定 |
| サブプレッション・チェンバ・プール水温 | 35℃ | 通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定 |
| 格納容器圧力 | 5.2kPa [gage] | 通常運転時の格納容器圧力として設定 |
| 格納容器温度 | 57℃ | ⑥ 通常運転時の格納容器温度として設定 |
| 外部水源の温度 | 50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃) | 復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定 |

第2.6-2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (1/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------------|--|---|
| 解析コード | 原子炉側：SAFER 格納容器側：MAAP | - |
| 原子炉熱出力 | 3, 293MW | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 (圧力容器ドーム部) | 6.93MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常運転水位 (セパレータースカート下端から+126cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 48, 300t/h | 定格流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 9℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9×9燃料 (A型) | - |
| 最大線出力密度 | 44.0kW/m | ① 通常運転時の熱的制限値として設定 |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t | ② 1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定 |
| 格納容器体積 (ドライウエル) | 5, 700m ³ | 設計値 |
| 格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) | 空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³ | ③ 設計値 (通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定) |

第2.6.2-1表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (1/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|--------------------------|--|---|
| 解析コード | 原子炉側：SAFER 原子炉格納容器側：MAAP | - |
| 原子炉熱出力 | 2, 436MW | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 | 6.93MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常水位 (気水分離器下端から+83cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 35.6×10 ³ t/h | 定格炉心流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 9℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9×9燃料 (A型) | 9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きくなり、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定 |
| 最大線出力密度 | 44.0kW/m | ① 通常運転時の熱的制限値を設定 (高出力燃料集合体) |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t | ② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮 |
| 格納容器空間容積 (ドライウエル) | 7, 900m ³ | ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定 |
| 格納容器空間容積 (サブプレッション・チェンバ) | 空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³ | ③ サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定 |
| 真空破壊装置 | 3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧) | 真空破壊装置の設定 |

・解析条件の相違

【柏崎6/7】

①条件設定は同じだが、通常運転時の熱的制限値を設定していることを明確に記載。

【東海第二】

②条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮し設定。

【柏崎6/7, 東海第二】

③島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器容積(サブプレッション・チェンバ)及びサブプレッション・プール水位の解析条件を通常水位で設定。東海第二では圧力抑制効果を厳しくする観点で、通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値を設定。

第2.6.2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (2/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------|---|---|
| 起因事象 | 原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 破断面積は1cm ² | 中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定 ・破断箇所は非常用炉心冷却系のような大配管を除いた中小配管(計測配管を除く)のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定。原子炉压力容器下部のドレン配管の破断LOCAは、液相の流出が長期的に継続し、原子炉の高圧状態が維持されるため、注水のための原子炉減圧が必要となり、厳しい事象となる ・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シナリオを代表できる破断面積として1cm ² を設定 |
| 事故条件 | 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水モード)の機能喪失を設定。原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定 |
| | 外部電源 | 外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 |

第2.6-2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (2/5)

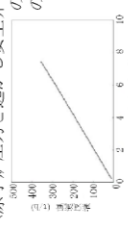
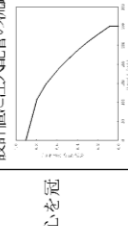
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------|----------------|---------------------------------------|
| 初期条件 | 真空破壊装置 | 真空破壊装置の設定値 ③ |
| | サブレーション・プール水位 | 6,983m (通常運転範囲の下限値) |
| | サブレーション・プール水温度 | 32℃ |
| | 格納容器圧力 | 5kPa [gauge] ④ |
| | 格納容器雰囲気温度 | 57℃ |
| 事故条件 | 外部水源の温度 | 35℃ |
| | 起因事象 | 再循環系配管の破断 破断面積は約3.7cm ² |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能喪失 |
| | 外部電源 | 外部電源なし |

第2.6.2-1表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (2/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------|----------------|---|
| 初期条件 | サブレーション・プール水位 | 3.61m (通常運転水位) ③ |
| | サブレーション・プール水温度 | 35℃ |
| | 格納容器圧力 | 5.0kPa [gauge] ④ |
| | 格納容器温度 | 57℃ |
| | 外部水源の温度 | 35℃ |
| 事故条件 | 起因事象 | 再循環配管の破断 破断面積は約3.1cm ² |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 減圧機能喪失 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとする |

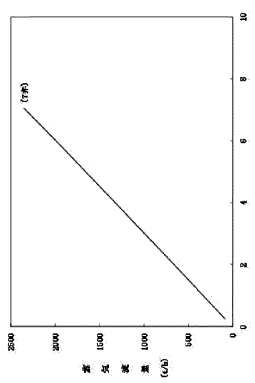
備考
・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
④島根2号炉においても、通常運転時の格納容器温度はドライウェル冷却機にて制御されており、条件設定の考え方としては同様。

第2.6.2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (3/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-------------------|---|---|
| 原子炉スクラム信号 | 炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05秒) 逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個 | 安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 |
| 逃がし安全弁 | 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を閉するこゝとによる原子炉格納容器内へスプレ <原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 |
| 低圧代替注水系 (常設) | 最大300m ³ /hで注水、その後は炉心を冠水維持するよう注水 | 設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  |
| 代替格納容器スプレ冷却系 (常設) | 140m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレ 格納容器圧力が0.62MPa [gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱 | 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレレイ流量を考慮し、設定 |
| 格納容器圧力逃がし装置等 | | 格納容器圧力逃がし装置等の設定値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定 |

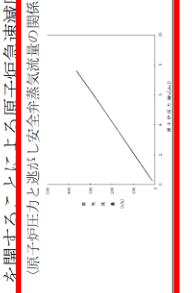

重大事故等対策に関連する機器条件

第2.6-2表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (3/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------|---|---|
| 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05秒) 安全弁機能 7.79MPa [gage] × 2 個, 385.2t/h (1個当たり) 8.10MPa [gage] × 4 個, 400.5t/h (1個当たり) 8.17MPa [gage] × 4 個, 403.9t/h (1個当たり) 8.24MPa [gage] × 4 個, 407.2t/h (1個当たり) 8.31MPa [gage] × 4 個, 410.6t/h (1個当たり) | 安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定 逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定 |
| 逃がし安全弁 | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の7個を閉することによる原子炉急減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁7個の蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 |

重大事故等対策に関連する機器条件

第2.6.2-1表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (3/4)

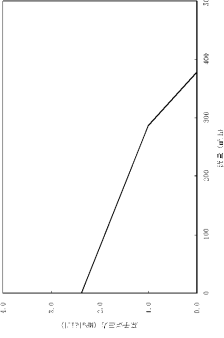
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-------------------|--|--|
| 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05秒) 逃がし弁機能 7.58MPa [gage] × 2 個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 3 個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 3 個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4 個, 377t/h/個 | 保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 |
| 逃がし安全弁 | 自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個を閉することによる原子炉急減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 |
| 低圧原子炉代替注水系 (常設) | 200m ³ /h (1.00MPa [gage]において) | 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定  |
| 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) | 120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレ | 格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレレイ流量を考慮し、設定 |
| 格納容器フィルタバント系 | 格納容器圧力427kPa [gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱 | 格納容器フィルタバント系の設計値として設定 |

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【東海第二】
⑤島根2号炉及び柏崎6/7は、逃がし安全弁1個当たりの蒸気流量をグラフに記載。

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

第 2.6-2 表 主要解析条件 (LOCA時注水機能喪失) (4/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|---|---|
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | 低圧代替注水系 (常設) |  <p>常設低圧代替注水系 ポンプ2台による注水特性</p> |
| | 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) | |
| 格納容器圧力逃がし装置等 | <p>最大 378m³/h (格納容器スプレイ実施前)</p> <p>230m³/h (格納容器スプレイ実施中)</p> <p>130m³/h にて格納容器内へスプレイ</p> <p>格納容器圧力が 0.31MPa [gauge] における排出流量 13.4kg/s に対して, 第二弁を全開にて格納容器除熱</p> | <p>設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定</p> <p>設計に基づき, 併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定</p> <p>格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定</p> |

第 2.6.2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (4/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|-----------------------------------|--|
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成 | 高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、事象判断時間を考慮して、事象発生から 14 分後に開始し、操作時間は約 4 分間として設定 |
| | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 | 中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定 |
| | 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 | 設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定 |
| | 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作 | 格納容器最高使用圧力を踏まえて設定 |

第 2.6-2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (5/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|--------------------------------|---|
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 | 中央制御室において、状況判断の時間、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定 |
| | 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 | 格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定 |
| | 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 | 格納容器最高使用圧力を踏まえて設定 |

第 2.6.2-1 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (4/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|---|--|
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | 常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動, 系統構成 | 高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、事象判断時間を考慮して、事象発生から 10 分後に開始し、操作時間は 20 分間として設定 |
| | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 | 低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定 |
| | 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器冷却操作 | 格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定 |
| | 格納容器フィルタバベント系による格納容器除熱操作 | 中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定 |

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|---|
| <p style="text-align: right;">添付資料2.6.1</p> <p style="text-align: center;"><u>中小破断LOCA の事象想定について</u></p> <p>1. 「LOCA 時注水機能喪失」(中小破断LOCA) の事象進展 中小破断LOCA では、シナリオの前提条件として全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることから、事象直後から原子炉注水ができず原子炉水位の低下が早い^{※1}。また、サブレーション・チェンバ・プールを介さずに原子炉格納容器内に冷却材が漏えいすることから、格納容器圧力の上昇も早く格納容器ベントを実施する^{※2}ことになる。</p> <p>※1 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は事象発生の約24分後から始まり、注水開始の1分前に原子炉水位は有効燃料棒頂部(以下「TAF」という。)まで低下している。</p> <p>※2 事象発生後、約17時間後に格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達し格納容器ベントを実施する。</p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.1</p> <p style="text-align: center;">「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について</p> <p>1. 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴 「LOCA時注水機能喪失」は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に小破断LOCA又は中破断LOCAが発生した後に、原子炉へ注水する機能が喪失するとともに、破断口及び逃がし安全弁からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には炉心が露出することで炉心損傷に至ることが特徴である。よって、「LOCA時注水機能喪失」においては、重大事故等対処設備である<u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水を実施する。また、低圧注水機能喪失に伴い残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失を想定することから、代替循環冷却系に期待できない場合は、格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施する。</p> <p>LOCA事象は、破断位置及び破断面積により原子炉冷却材の流出流量や原子炉圧力挙動が変化し、事象進展や評価結果に影響を与えることから、「LOCA時注水機能喪失」の炉心損傷防止対策の有効性評価における破断位置及び破断面積の事故条件設定の考え方について以下に示す。</p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.1</p> <p style="text-align: center;">「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について</p> <p>1. 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴 「LOCA時注水機能喪失」は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に小破断LOCA又は中破断LOCAが発生した後に、原子炉へ注水する機能が喪失するとともに、破断口及び逃がし安全弁からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には炉心が露出することで炉心損傷に至ることが特徴である。よって、「LOCA時注水機能喪失」においては、重大事故等対処設備である<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水を実施する。また、低圧注水機能喪失に伴い残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失を想定することから、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>LOCA事象は、破断位置及び破断面積により原子炉冷却材の流出流量や原子炉圧力挙動が変化し、事象進展や評価結果に影響を与えることから、「LOCA時注水機能喪失」の炉心損傷防止対策の有効性評価における破断位置及び破断面積の事故条件設定の考え方について、以下に示す。</p> | <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、LOCA時注水機能喪失の事故条件を、破断箇所の違いや減圧操作開始時間の遅れによる影響を踏まえて設定していることから、資料の記載方針が全般的に異なる(資料構成が異なるため、柏崎 6/7 との相違箇所への下線は一部を除いて引いていない)。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|--|
| <p>2. 中小破断LOCA の評価に関連する規定と評価の考え方</p> <p>中小破断LOCA を評価するにあたり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備基準に関する規則の解釈」及びそれに対する「審査ガイド」に基づき、以下の条件を満たす必要がある。</p> <p>① 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 ② 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。 ③ 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シナシナグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たりおおむね5mSv以下）。</p> <p>中小破断LOCAの評価では、1. で述べた事象進展のとおり、①、②の要件を満たす破断（破断面積）であっても、燃料被覆管の破裂を伴う場合は、③の要件を満たすことができなくなるため、炉心損傷防止としての有効性を評価するにあたっては、燃料被覆管の破裂を引き起こさないことを判定の目安^{※3}としている。</p> <p>※3 炉心損傷の判断は、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて行う。ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のγ線線量率の状況を確認し、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合に炉心損傷と判断する。また、CAMSが使用不能の場合は「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を判断基準として手順に追加する方針である。</p> | <p>2. 事故シナシナグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する評価項目</p> <p>「LOCA時注水機能喪失」は格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シナシナグループであるため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備基準に関する規則の解釈」及び「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、以下の評価項目をいずれも満足する必要がある。</p> <p>①炉心の著しい損傷が発生するおそれのないものであり、かつ炉心を十分に冷却できるものであること (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること (b) 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること ②格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シナシナグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないこと（発生事故当たりおおむね5mSv以下）</p> <p>燃料被覆管温度の最高温度が1,200℃以下で、①の評価項目を満足する場合でも、燃料被覆管の最高温度が約900℃を超え、破裂が発生する燃料棒の割合が1%を超えると、燃料棒ギャップ中に蓄積した放射性物質が原子炉冷却材中に放出され、破断口及び逃がし安全弁を介して格納容器内に蓄積し、格納容器ベント実施時に環境に放出されることで、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量が5mSvを超過し、②の評価項目を満足しない（添付資料2.6.7参照）。また、この場合には、格納容器内空間線量率がドライウェルで約4.8×10³Gy/h、サブプレッション・チェンバで約4.3×10⁴Gy/hを超えることから、炉心損傷後の運転手順へ移行する判断基準を上回る。</p> <p>以上により、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、燃料被覆管の破裂が発生しないことを判断の目安とする。</p> | <p>2. 事故シナシナグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する評価項目</p> <p>「LOCA時注水機能喪失」は格納容器フィルタベント系を使用する事故シナシナグループであるため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備基準に関する規則の解釈」及び「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、以下の評価項目をいずれも満足する必要がある。</p> <p>①炉心の著しい損傷が発生するおそれのないものであり、かつ炉心を十分に冷却できるものであること (a)燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること (b)燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること ②格納容器フィルタベント系を使用する事故シナシナグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないこと（発生事故当たりおおむね5mSv以下）</p> <p>「LOCA時注水機能喪失」の評価では、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下で、①の評価項目を満たす破断（破断面積）であっても、燃料被覆管の破裂を伴う場合は、②の要件を満たすことができなくなる可能性があるため、炉心損傷防止としての有効性を評価するにあたっては、燃料被覆管の破裂を引き起こさないことを判定の目安^{※1}としている。</p> <p>※1：炉心損傷の判断は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）を用いて行う。ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のγ線線量率の状況を確認し、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合に炉心損傷と判断する。また、CAMSが使用不能の場合は「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を判断基準として手順に追加する方針である。</p> | <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、耐圧強化ベントを使用しない。（以降、同様な相違については記載省略）</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料2.1.4「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について（高圧・低圧注水機能喪失）」に記載している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|---|----|
| <p>3. 中小破断LOCA の評価</p> <p>(1) 中小破断LOCA の解析条件設定について</p> <p>2. で述べた評価の考え方にに基づき、解析条件は低圧代替注水系（常設）の原子炉注水により燃料被覆管破裂を回避できる範囲を設定することとした。中小破断LOCA の破断想定箇所としては、TAF を境に、上部配管と下部配管の二つに分けられるが、冷却材の流出量が最も大きくなる箇所は水頭がかかり、かつ、液相部である下部配管となる。よって、原子炉圧力容器下部のドレン配管に1cm² の破断が生じることを解析条件として設定した。</p> <p>なお、解析条件の設定に際してはSAFER のPCT 評価結果を参考に燃料被覆管破裂が発生する配管破断面積の目安を設定し（1cm²）、有効性評価結果は、これに基づくCHASTE の詳細な評価結果を示している。図1に破断面積1cm² と5.6cm² のパラメータ推移の比較を示す。なお、SAFER と比較し輻射による詳細な影響が考慮され燃料被覆管温度が詳細に評価されるCHASTE 評価によれば、多少大きめの破断面積（5.6cm² まで）では、燃料被覆管破裂を回避することは可能であり、図1に示すように事象の進展について大きく差が生じるものではない。また、運転員操作である原子炉減圧の開始時間についてもほぼ同等であり、LOCA 時の運転員操作（原子炉水位の低下を確認し、非常用炉心冷却系機能喪失を確認した上で、速やかに原子炉減圧及び低圧代替注水を開始すること）は変わることはなく、1cm² の破断面積は本事象の特徴を代表できる条件であると考えられる。</p> | <p>3. 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件設定の考え方</p> <p>3.1 破断位置の事故条件設定の考え方</p> <p>(1) 破断位置の分類</p> <p>LOCAの破断を想定する原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管は、大きく以下の3通りに分類することができる。また、原子炉圧力容器に接続する代表的な配管（ノズル）を第1表及び第1図に示す。</p> <p>a. 気相部配管</p> <p>気相部配管に破断が発生した場合は、液相部配管破断と比較して破断流量は小さくなる。また、原子炉の減圧が促進されることから、低圧の原子炉注水開始が早くなる。</p> <p>b. シュラウド外の液相部配管</p> <p>液相部配管に破断が発生した場合は、配管の接続位置が低いほど水頭圧の影響により破断流量は大きくなる。シュラウド外の液相部配管に破断が発生した場合、燃料棒が配置されるシュラウド内からの原子炉冷却材流出は、崩壊熱による蒸発及びジェットポンプ上端からのオーバーフローとなる。このため、シュラウド内に崩壊熱相当の流量で注水することにより、ジェットポンプ上端までのシュラウド内冠水は維持され、炉心冷却は確保される。</p> <p>c. シュラウド内の液相部配管</p> <p>シュラウド内の液相部配管に破断が発生した場合、シュラウド内からの原子炉冷却材流出は、崩壊熱による蒸発、ジェットポンプ上端からのオーバーフロー及び破断口からの流出となる。このため、ジェットポンプ上端までのシュラウド内冠水を維持するためには、崩壊熱相当の流量に破断流量を加えた原子炉注水が必要となる。</p> | <p>3. 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件設定の考え方</p> <p>3.1 破断位置の事故条件設定の考え方</p> <p>(1) 破断位置の分類</p> <p>LOCAの破断を想定する原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管は、大きく以下の3通りに分類することができる。また、原子炉圧力容器に接続する代表的な配管（ノズル）を表1及び図1に示す。</p> <p>a. 気相部配管</p> <p>気相部配管に破断が発生した場合は、液相部配管破断と比較して破断流量は小さくなる。また、原子炉の減圧が促進されることから、低圧の原子炉注水開始が早くなる。</p> <p>b. シュラウド外の液相部配管</p> <p>液相部配管に破断が発生した場合は、配管の接続位置が低いほど水頭圧の影響により破断流量は大きくなる。シュラウド外の液相部配管に破断が発生した場合、燃料棒が配置されるシュラウド内からの原子炉冷却材流出は、崩壊熱による蒸発及びジェットポンプ上端からのオーバーフローとなる。このため、シュラウド内に崩壊熱相当の流量で注水することにより、ジェットポンプ上端までのシュラウド内冠水は維持され、炉心冷却は確保される。</p> <p>c. シュラウド内の液相部配管</p> <p>シュラウド内の液相部配管に破断が発生した場合、シュラウド内からの原子炉冷却材流出は、崩壊熱による蒸発、ジェットポンプ上端からのオーバーフロー及び破断口からの流出となる。このため、ジェットポンプ上端までのシュラウド内冠水を維持するためには、崩壊熱相当の流量に破断流量を加えた原子炉注水が必要となる。</p> | |

第1表 代表的な原子炉压力容器に接続する配管

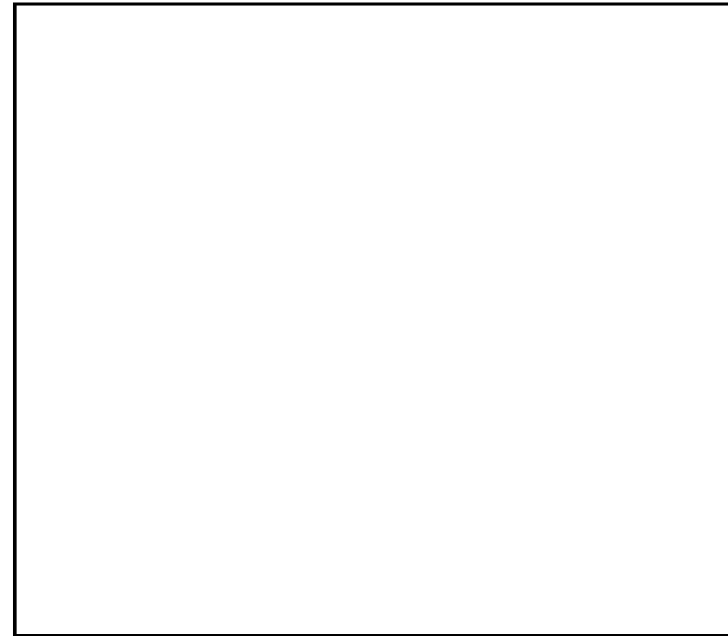
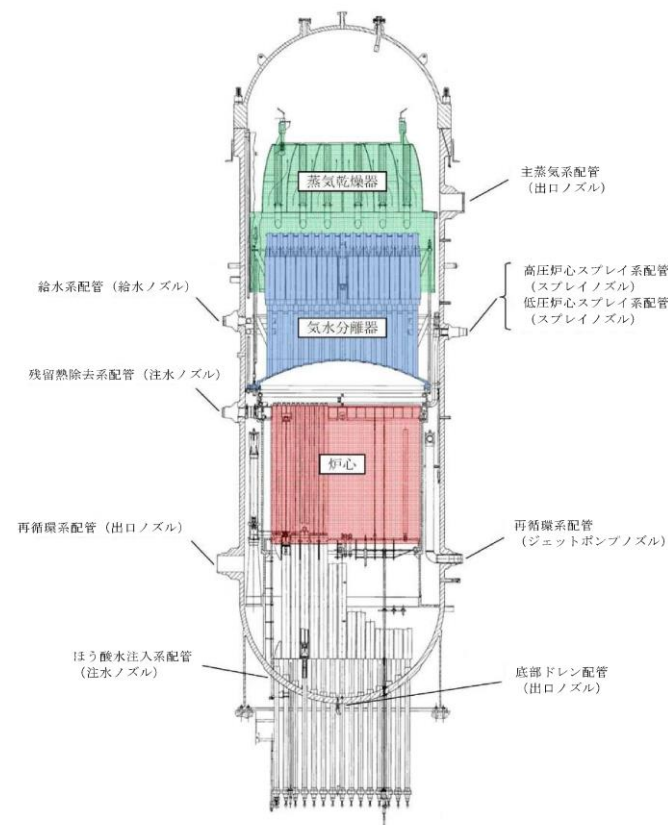
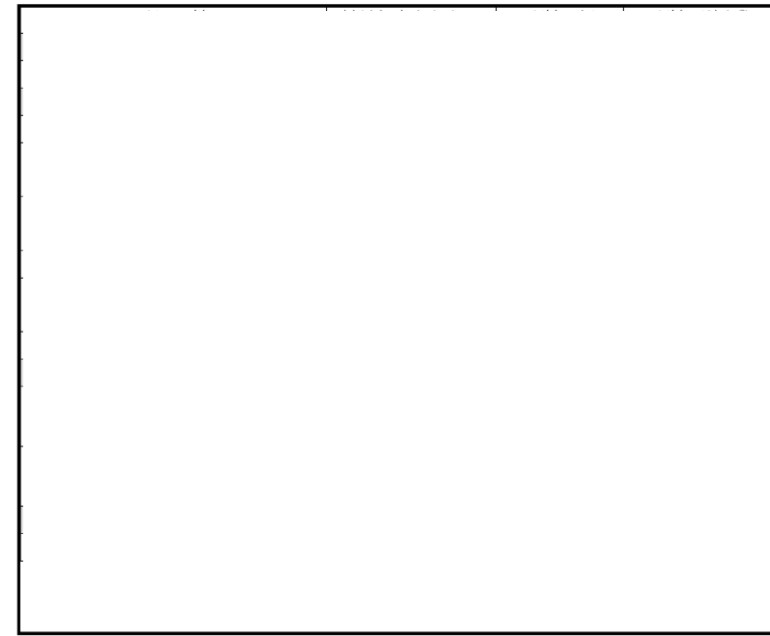


表1 代表的な原子炉压力容器に接続する配管



第1図 代表的な原子炉压力容器に接続する配管

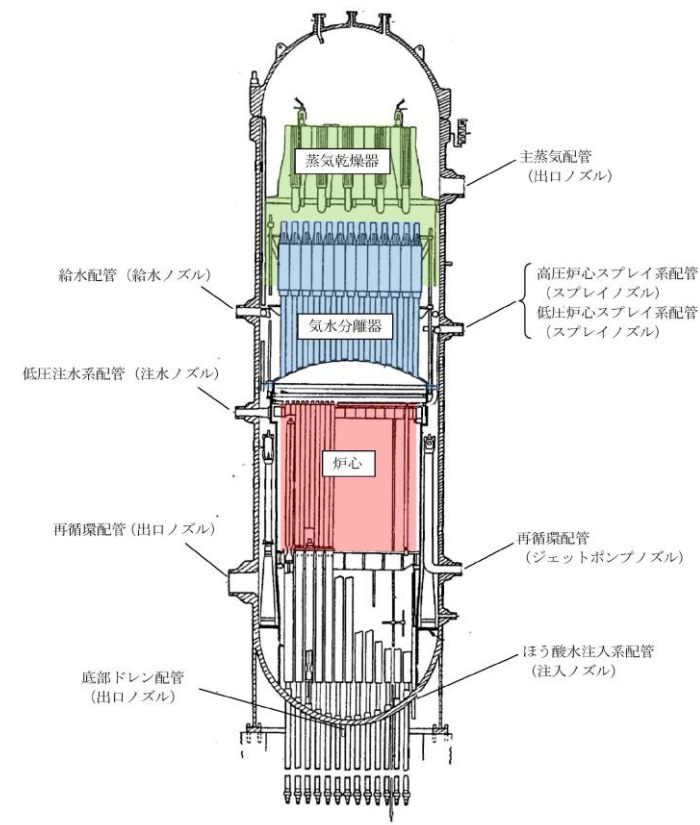


図1 代表的な原子炉压力容器に接続する配管

・設備設計の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---|-----------------------|------|-----------|-----------------------------|----------------------|-----------------------|------------------------------------|-----------------------|-------------------------------------|-----------------------|--|------|------|-----------|------------------|----------------------|-----------------------|--------------------------------|-----------------------|---------------------------|-----------------------|---|
| | <p>(2) 破断位置の違いによる影響について</p> <p>破断位置の違いによる燃料被覆管温度挙動への影響を確認するため、気相部配管として主蒸気系配管（出口ノズル）及びシュラウド内の液相部配管として配管高さの低い底部ドレン配管（出口ノズル）にベースケースと同じ約 3.7 cm^2 (0.004ft^2) の破断面積を設定した場合の感度解析を実施した。原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を第2図に、評価結果の比較を第2表に示す。</p> <p>この結果、気相部配管の破断を想定した場合は、シュラウド内外の液相部配管に破断を想定した場合と比較して、燃料被覆管最高温度が低くなる。また、液相部配管の破断を想定した場合にはシュラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差はない。したがって、格納容器破損防止対策の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管の中で最大口径である再循環系配管（出口ノズル）の破断を想定していることを考慮し、「LOCA時注水機能喪失」で想定する破断位置は、再循環系配管（出口ノズル）を設定した。</p> <p style="text-align: center;">第2表 破断位置の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="952 1163 1697 1350"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 主蒸気系配管（出口ノズル） （気相部配管）</td> <td rowspan="3">約 3.7 cm^2</td> <td>約 338°C</td> </tr> <tr> <td>b. 再循環系配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管）</td> <td>約 616°C</td> </tr> <tr> <td>c. 底部ドレン配管（出口ノズル） （シュラウド内の液相部配管）</td> <td>約 617°C</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 燃料被覆管最高温度 | a. 主蒸気系配管（出口ノズル） （気相部配管） | 約 3.7 cm^2 | 約 338°C | b. 再循環系配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管） | 約 616°C | c. 底部ドレン配管（出口ノズル） （シュラウド内の液相部配管） | 約 617°C | <p>(2) 破断位置の違いによる影響について</p> <p>破断位置の違いによる燃料被覆管温度挙動への影響を確認するため、気相部配管として主蒸気配管及びシュラウド内の液相部配管として配管高さの低い底部ドレン配管にベースケースと同じ約 3.1 cm^2 の破断面積を設定した場合の感度解析を実施した。原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を図2に評価結果の比較を表2に示す。</p> <p>この結果、気相部配管の破断を想定した場合は、シュラウド内外の液相部配管に破断を想定した場合と比較して、燃料被覆管温度が低くなる。また、液相部配管の破断を想定した場合にはシュラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差はない。したがって、格納容器破損防止対策の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管の中で最大口径である再循環配管（出口ノズル）の破断を想定していることを考慮し、「LOCA時注水機能喪失」で想定する破断位置は、再循環配管（出口ノズル）を設定した。</p> <p style="text-align: center;">表2 破断位置の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1774 1163 2472 1350"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気配管 （気相部配管）</td> <td rowspan="3">約 3.1 cm^2</td> <td>約 489°C</td> </tr> <tr> <td>再循環配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管）</td> <td>約 779°C</td> </tr> <tr> <td>底部ドレン配管 （シュラウド内の液相部配管）</td> <td>約 782°C</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 燃料被覆管最高温度 | 主蒸気配管 （気相部配管） | 約 3.1 cm^2 | 約 489°C | 再循環配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管） | 約 779°C | 底部ドレン配管 （シュラウド内の液相部配管） | 約 782°C | <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> |
| 破断位置 | 破断面積 | 燃料被覆管最高温度 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| a. 主蒸気系配管（出口ノズル） （気相部配管） | 約 3.7 cm^2 | 約 338°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| b. 再循環系配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管） | | 約 616°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| c. 底部ドレン配管（出口ノズル） （シュラウド内の液相部配管） | | 約 617°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 破断位置 | 破断面積 | 燃料被覆管最高温度 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 主蒸気配管 （気相部配管） | 約 3.1 cm^2 | 約 489°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 再循環配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管） | | 約 779°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 底部ドレン配管 （シュラウド内の液相部配管） | | 約 782°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

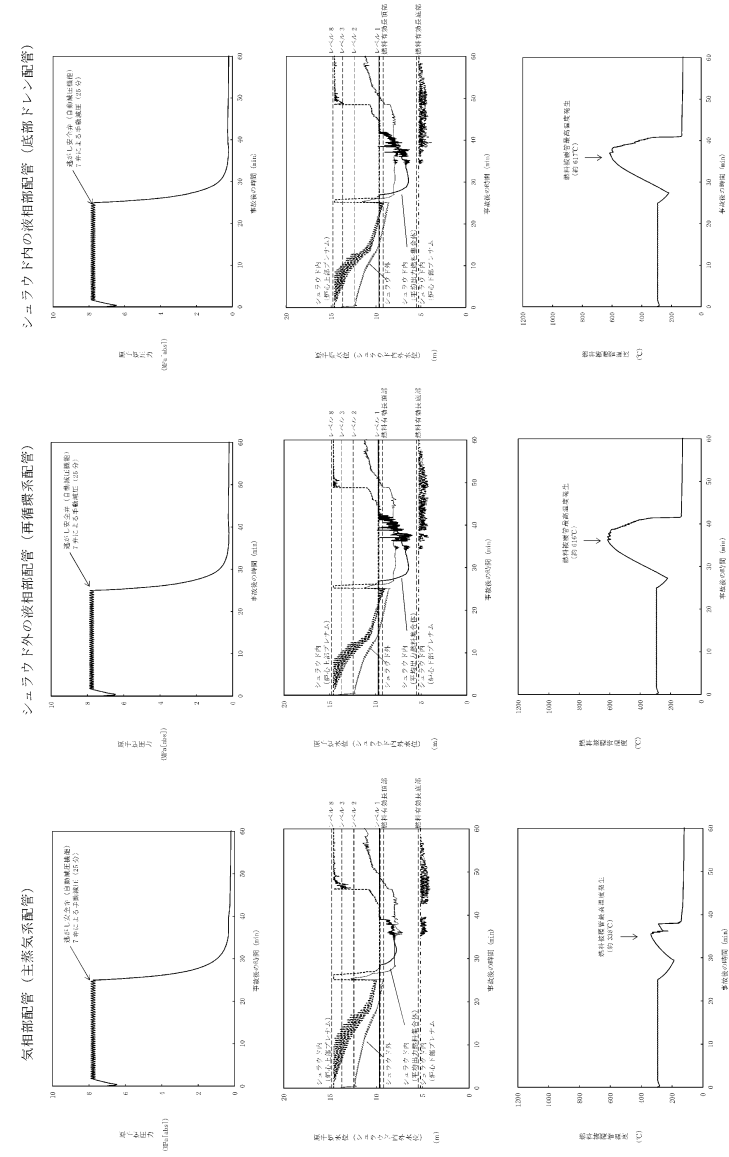
| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---|--------------|------|-------|---------------|----------------------|---|----------------|----------------------|---|--|------|------|-------|--------------|----------------------|---|----------------|----------------------|---|---|
| | <p>3.2 破断面積の事故条件設定の考え方</p> <p>(1) 燃料被覆管の破裂を回避可能な破断面積の範囲</p> <p>2. に示すとおり、「LOCA時注水機能喪失」では、燃料被覆管の破裂が発生しないことを判断の目安としている。この考え方に基づき、<u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断面積を感度解析により確認し、再循環系配管(出口ノズル)に対して<u>約9.5cm²</u>の破断面積の範囲までは燃料被覆管の破裂発生を防止することが可能であることを確認した。ベースケース(約3.7cm²)と感度解析ケース(約9.5cm²)との原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を第3図に、感度解析の結果を第3表に示す。</p> <p>第3図に示すとおり、ベースケースと感度解析ケースとでは、事象進展に有意な差が生じるものではない。また、逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動操作による原子炉減圧(<u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水)の操作条件(事象発生<u>の25分後</u>)は、10分間の状況判断の後に<u>高圧炉心スプレイ系等の手動起動を試みる操作</u>など一連の操作時間を考慮して設定したものであり、パラメータを起点とした条件設定としていないことから、破断面積の違いによる影響はない。</p> <p style="text-align: center;">第3表 破断面積の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="952 1251 1700 1350"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>破裂の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環系配管(出口ノズル)</td> <td>約9.5 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>(シュラウド外の液相部配管)</td> <td>約9.6 cm²</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | 再循環系配管(出口ノズル) | 約9.5 cm ² | 無 | (シュラウド外の液相部配管) | 約9.6 cm ² | 有 | <p>3.2 破断面積の事故条件設定の考え方</p> <p>(1) 燃料被覆管の破裂を回避可能な破断面積の範囲</p> <p>2. に示すとおり、「LOCA時注水機能喪失」では、燃料被覆管の破裂が発生しないことを判断の目安としている。この考え方に基づき、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断面積を感度解析により確認し、再循環配管(出口ノズル)に対して<u>約4.2cm²</u>の破断面積の範囲までは燃料被覆管の破裂発生を防止することが可能であることを確認した。ベースケース(約3.1cm²)と感度解析ケース(約4.2cm²)との原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を図3に、感度解析の結果を表3に示す。</p> <p>図3に示すとおり、ベースケースと感度解析ケースとでは、事象進展に有意な差が生じるものではない。また、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧(<u>原子炉低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水)の操作条件(事象発生<u>の30分後</u>)は、10分間の状況判断の後に<u>常設代替交流電源設備の準備操作</u>など一連の操作時間を考慮して設定したものであり、パラメータを起点とした条件設定としていないことから、破断面積の違いによる影響はない。</p> <p style="text-align: center;">表3 破断面積の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1760 1251 2487 1350"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>破裂の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>再循環配管(出口ノズル)</td> <td>約4.2 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>(シュラウド外の液相部配管)</td> <td>約4.3 cm²</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | 再循環配管(出口ノズル) | 約4.2 cm ² | 無 | (シュラウド外の液相部配管) | 約4.3 cm ² | 有 | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【東海第二】 ・解析条件の相違【東海第二】 減圧操作開始までに想定する操作の相違 ・解析結果の相違【東海第二】 |
| 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 再循環系配管(出口ノズル) | 約9.5 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (シュラウド外の液相部配管) | 約9.6 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 再循環配管(出口ノズル) | 約4.2 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (シュラウド外の液相部配管) | 約4.3 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|--|--|---|
| | <p>(2) 有効性評価における破断面積の事故条件の設定</p> <p>有効性評価においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動操作による原子炉減圧(常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)に対して評価上の操作時間余裕を確認している。</p> <p>再循環系配管(出口ノズル)に対して破断面積の事故条件を燃料被覆管の破裂発生防止が可能な限界である約 9.5cm²の破断を設定すると、評価上の操作時間余裕がなくなることから、炉心損傷防止対策の有効性評価では、燃料被覆管の破裂発生を防止可能な範囲で事象進展の特徴を代表でき、かつ10分程度の操作時間余裕が確保できる破断面積として、再循環系配管(出口ノズル)に対して約3.7cm²の破断を事故条件として設定する。</p> <p>また、約9.5cm²の破断を想定し、これが運転員等操作の操作時間余裕を考慮せずに、燃料被覆管の破裂発生防止が可能な最大の破断面積となることを確認する。</p> <p>なお、実際にLOCAが発生した場合、破断面積を確認することはできないため、運転手順においては、LOCA発生の確認(ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]に到達)後に炉心損傷発生の有無によってその後の対応手順を選択することとしている。また、LOCA時の高圧及び低圧注水機能が喪失する場合の有効性評価は、炉心損傷防止対策としての「LOCA時注水機能喪失」及び格納容器破損防止対策としての「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」により小破断LOCAから大破断LOCAまでの範囲を確認している。</p> | <p>(2) 有効性評価における破断面積の事故条件の設定</p> <p>有効性評価においては、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧(原子炉低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)に対して評価上の操作余裕を確認している。</p> <p>再循環配管(出口ノズル)に対して破断面積の事故条件を燃料被覆管温度の破裂発生防止が可能な限界である約4.2cm²の破断を設定すると、評価上の操作時間余裕がなくなることから、炉心損傷防止対策の有効性評価では、燃料被覆管の破裂発生を防止可能な範囲で事象進展の特徴を代表でき、かつ、5分程度の操作時間余裕が確保できる破断面積として、再循環配管(出口ノズル)に対して約3.1cm²の破断を事故条件として設定する。</p> <p>また、約4.2cm²の破断を想定し、これが運転員等操作時間の操作時間余裕を考慮せずに、燃料被覆管の破裂発生防止が可能な最大の破断面積となることを確認する。</p> <p>なお、実際のLOCAが発生した場合、破断面積を確認することはできないため、運転手順においては、LOCA発生の確認(ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]に到達)後に炉心損傷発生の有無によってその後の対応手順を選択することとしている。また、LOCA時の高圧及び低圧注水機能が喪失する場合の有効性評価は、炉心損傷防止対策としての「LOCA時注水機能喪失」及び格納容器破損防止対策としての「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」により小破断LOCAから大破断LOCAまでの範囲を確認している。</p> | <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>ベースケースの破断面積の設定が異なることによる、減圧操作の余裕時間の相違</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|--------------|------|-------|-------------------------|----------------------|---|--|----------------------|---|--------------------------------|----------------------|---|--|----------------------|---|---------------------------------|----------------------|---|--|----------------------|---|--|------|------|-------|--------------|----------------------|---|----------------------|---|----------------------------|----------------------|---|----------------------|---|-----------------------|----------------------|---|----------------------|---|---|
| <p>(2) 炉心損傷防止対策が有効である破断面積について</p> <p>(1)に示すとおり、原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断面積が5.6cm²までは炉心損傷防止対策が有効であり、同様の注水設備で炉心損傷防止対策が有効という観点で、TAF以上の位置に接続された配管(RHR配管)に適用するとその破断面積は420cm²となる。この破断面積(420cm²)は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で解析条件としているRHR吸込配管完全破断の約半分の面積に相当するものであり、図2に示すとおり、低圧代替注水系(常設)により燃料被覆管破裂を回避できる。</p> <p>PRAではNUREG-1150の定義と同様に漏えいを表1 LOCA 関連事象の分類定義のとおり分類しており、125A(約126cm²)以上の配管破断は大破断LOCAと定義されることから、炉心損傷防止対策が有効であるTAF以上の位置に接続された配管の破断面積は、大破断LOCA相当となる。一方、TAF以下の配管のLOCAは、破断面積が小さく、表1(NUREG-1150の定義)では気相破断や液相破断の区別がないため、破断面積としては小破断LOCA相当となる。しかしなが液相の流出が長期的に継続し、さらにTAF以上の配管と異なり原子炉の高圧状態が維持されるため、注水のための原子炉減圧が必要となることから、事象進展の厳しさとしては中破断LOCA相当となる。</p> <p>上記より、炉心損傷防止対策が有効である破断面積LOCAの範囲は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・TAF以下の配管では5.6cm²以下の破断面積のLOCA ・TAF以上の配管では420cm²以下の破断面積のLOCAとなる。 <p>また、破断面積が、炉心損傷防止対策が有効である破断面積より大きい場合、操作に要する時間を考慮すると、自動起動のイ</p> | <p>(3) 炉心損傷防止対策が有効である破断面積について</p> <p>気相部配管、シュラウド内の液相部配管及びシュラウド外の液相部配管に対して常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断面積を感度解析により確認した。評価結果を第4表並びに第4図及び第5図に示す。</p> <p>この結果、低圧代替注水系(常設)による炉心損傷防止対策が有効に実施可能な破断面積の範囲は以下のとおりとなる。</p> <p>a. 主蒸気系配管(出口ノズル)(気相部配管)：約224cm²以下</p> <p>b. 再循環系配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管)：約9.5cm²以下</p> <p>c. 底部ドレン配管(出口ノズル)(シュラウド内の液相部配管)：約9.2cm²以下</p> <p>確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)では、NUREG-1150の定義と同様にLOCAを第5表のとおり分類しており、5inch(約127cm²)以上の配管破断は大破断LOCAと定義されることから、炉心損傷防止対策が有効に実施可能な気相部配管の破断面積は大破断LOCA相当となる。一方、液相部配管破断は炉心損傷防止対策が有効に実施可能な破断面積は小さいが、原子炉冷却材の流出が長期的に継続すること及び原子炉の高圧状態が維持されるための原子炉減圧が必要となることから、事象進展の厳しさとしては中破断LOCA相当となる。</p> <p style="text-align: center;">第4表 破断面積の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="955 1465 1697 1633"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>破裂の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 主蒸気系配管(出口ノズル)(気相部配管)</td> <td>約224 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約225 cm²</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td>b. 再循環系配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管)</td> <td>約9.5 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約9.6 cm²</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td>c. 底部ドレン配管(出口ノズル)(シュラウド内の液相部配管)</td> <td>約9.2 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約9.3 cm²</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | a. 主蒸気系配管(出口ノズル)(気相部配管) | 約224 cm ² | 無 | | 約225 cm ² | 有 | b. 再循環系配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管) | 約9.5 cm ² | 無 | | 約9.6 cm ² | 有 | c. 底部ドレン配管(出口ノズル)(シュラウド内の液相部配管) | 約9.2 cm ² | 無 | | 約9.3 cm ² | 有 | <p>(3) 炉心損傷防止対策が有効である破断面積について</p> <p>気相部配管、シュラウド内の液相部配管及びシュラウド外の液相部配管に対して原子炉低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断面積を感度解析により確認した。評価結果を表4並びに図4及び図5に示す。</p> <p>この結果、原子炉低圧代替注水系(常設)による炉心損傷防止対策が有効に実施可能な破断面積の範囲は以下のとおりとなる。</p> <p>a. 主蒸気配管(気相部配管)：約120cm²以下</p> <p>b. 再循環配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管)：約4.2cm²以下</p> <p>c. 底部ドレン配管(シュラウド内の液相部配管)：約4.0cm²以下</p> <p>確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)では、NUREG-1150の定義と同様に表5のとおり分類しており、5inch(約127cm²)以上の配管破断は大破断LOCAと定義されることから、炉心損傷防止対策が有効に実施可能な気相部配管の破断面積は大破断LOCA相当となる。一方、液相部配管破断は炉心損傷防止対策が有効に実施可能な破断面積は小さいが、原子炉冷却材の流出が長期的に継続すること及び原子炉の高圧状態が維持されるため原子炉減圧が必要となることから、事象進展の厳しさとして中破断LOCA相当となる。</p> <p style="text-align: center;">表4 破断面積の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1757 1474 2487 1667"> <thead> <tr> <th>破断位置</th> <th>破断面積</th> <th>破裂の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主蒸気配管(気相部配管)</td> <td>約120 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>約121 cm²</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">再循環配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管)</td> <td>約4.2 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>約4.3 cm²</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">底部ドレン配管(シュラウド内の液相部配管)</td> <td>約4.0 cm²</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>約4.1 cm²</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table> | 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | 主蒸気配管(気相部配管) | 約120 cm ² | 無 | 約121 cm ² | 有 | 再循環配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管) | 約4.2 cm ² | 無 | 約4.3 cm ² | 有 | 底部ドレン配管(シュラウド内の液相部配管) | 約4.0 cm ² | 無 | 約4.1 cm ² | 有 | <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>減圧開始時間や設備設計が異なることから、各配管の破断面積が異なる。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> |
| 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| a. 主蒸気系配管(出口ノズル)(気相部配管) | 約224 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約225 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| b. 再循環系配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管) | 約9.5 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約9.6 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| c. 底部ドレン配管(出口ノズル)(シュラウド内の液相部配管) | 約9.2 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約9.3 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 破断位置 | 破断面積 | 破裂の有無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 主蒸気配管(気相部配管) | 約120 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約121 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 再循環配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管) | 約4.2 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約4.3 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 底部ドレン配管(シュラウド内の液相部配管) | 約4.0 cm ² | 無 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 約4.1 cm ² | 有 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|--|--------------|------|--|-----|----------------------|--|---------|-----------------|---------|----------------------|---------|----------------------|-----------|--------------------|--|------|------|-------|------|-----|----------------------|--|--|-------|-----------------|-------|------------------|-------|----------------------|-----------|--------------------|--|
| <p>ンターロックがなければ炉心損傷の回避は困難であり、炉心損傷回避が困難なシナリオとして、大破断LOCAでの原子炉格納容器の過圧・過温防止のシナリオにて包絡する整理としている。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">表1 LOCA関連事象の分類定義</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p>原子炉圧力容器下部のドレン配管破断のようなTAF以下に存在する配管の破断は、液相破断LOCAとなり、RHR配管のようなTAF以上に存在する配管の破断は最終的に気相破断LOCAとなる。両事象では起因事象が異なるため、プラントパラメータ（原子炉圧力、原子炉水位等）の推移が異なり、かつ、運転員による事象緩和のための操作の開始時間も異なることから、単純に両事象の厳しさを比較するのは困難である。</p> <p>しかしながら、ここでは液相破断LOCAと気相破断LOCAの事象の厳しさを比較するため、流出量による比較を行う。各破断LOCAによる流出量は次式により算出を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RHR配管破断LOCAの流出量 <ul style="list-style-type: none"> ＝破断口からの液相流出（RHR配管上部の保有水のみ） ＋崩壊熱による蒸発分 ・ ドレン配管破断の流出量 <ul style="list-style-type: none"> ＝破断口からの液相流出（ボトムからの継続流出）＋ | <p style="text-align: center;">第5表 LOCA関連事象の分類定義</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">事象分類</th> <th style="width: 35%;">状態定義</th> <th style="width: 50%;"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>漏えい</td> <td>常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲</td> <td rowspan="5" style="border: none;"></td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>R C I Cで注水可能な範囲</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲</td> </tr> <tr> <td>DBA超過LOCA</td> <td>設計基準事象でのLOCAを超える範囲</td> </tr> </tbody> </table> | 事象分類 | 状態定義 | | 漏えい | 常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲 | | 小破断LOCA | R C I Cで注水可能な範囲 | 中破断LOCA | 小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲 | 大破断LOCA | 事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲 | DBA超過LOCA | 設計基準事象でのLOCAを超える範囲 | <p style="text-align: center;">表5 LOCA関連事象の分類定義</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">事象分類</th> <th style="width: 35%;">状態定義</th> <th style="width: 10%;">等価破断径</th> <th style="width: 40%;">流出流量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>漏えい</td> <td>常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲</td> <td rowspan="5" style="border: none;"></td> <td rowspan="5" style="border: none;"></td> </tr> <tr> <td>小LOCA</td> <td>R C I Cで注水可能な範囲</td> </tr> <tr> <td>中LOCA</td> <td>小LOCAと大LOCAの中間範囲</td> </tr> <tr> <td>大LOCA</td> <td>事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲</td> </tr> <tr> <td>DBA超過LOCA</td> <td>設計基準事象でのLOCAを超える範囲</td> </tr> </tbody> </table> | 事象分類 | 状態定義 | 等価破断径 | 流出流量 | 漏えい | 常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲 | | | 小LOCA | R C I Cで注水可能な範囲 | 中LOCA | 小LOCAと大LOCAの中間範囲 | 大LOCA | 事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲 | DBA超過LOCA | 設計基準事象でのLOCAを超える範囲 | |
| 事象分類 | 状態定義 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 漏えい | 常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 小破断LOCA | R C I Cで注水可能な範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 中破断LOCA | 小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 大破断LOCA | 事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| DBA超過LOCA | 設計基準事象でのLOCAを超える範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事象分類 | 状態定義 | 等価破断径 | 流出流量 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 漏えい | 常用系（CRDポンプ等）で補給可能な範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 小LOCA | R C I Cで注水可能な範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 中LOCA | 小LOCAと大LOCAの中間範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 大LOCA | 事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| DBA超過LOCA | 設計基準事象でのLOCAを超える範囲 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|-------------------------|--------------|----|
| <p>崩壊熱による蒸発分</p> <p>図3 に各破断LOCA の崩壊熱による蒸発分を含めた流出量の比較を示した。図3 に示すとおり、ドレン配管破断LOCA は液相の流出が長期的に継続するため、合計の流出量はRHR 配管破断LOCA より大きくなり、厳しい事象となる。</p> | | | |



第2図 破断位置の違いによるパラメータ推移の違いの比較

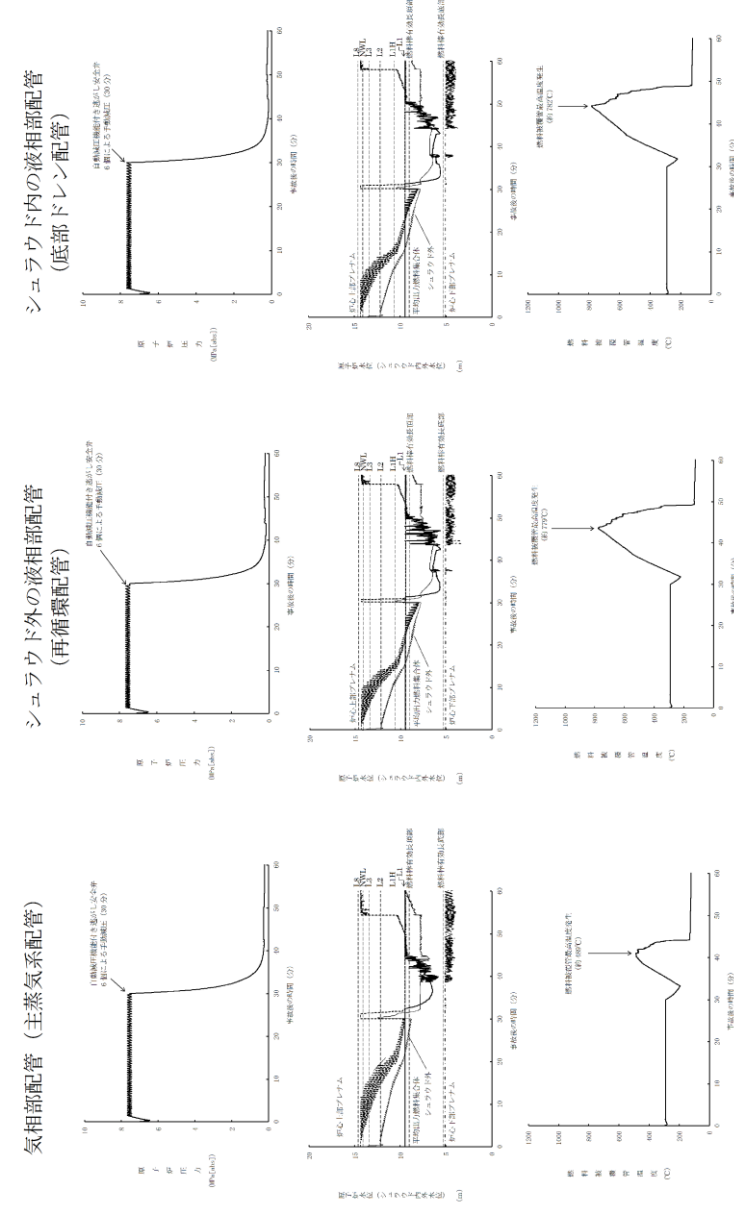
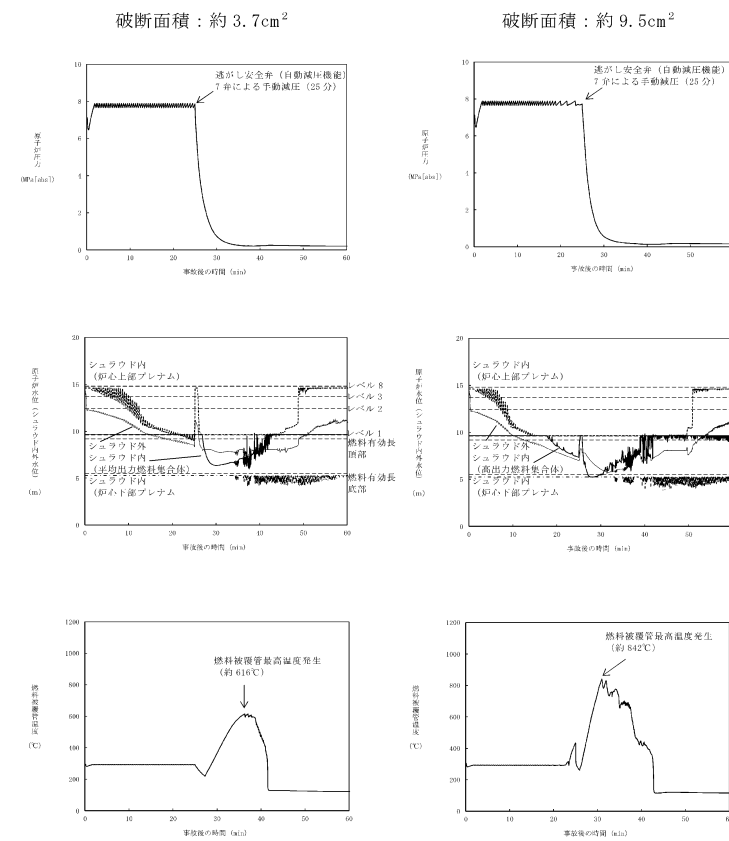


図2 破断位置の違いによるパラメータ推移の違いの比較

・解析結果の相違
【東海第二】



第3 図 破断面積約 3.7cm² と約 9.5cm² とのパラメータ推移の比較

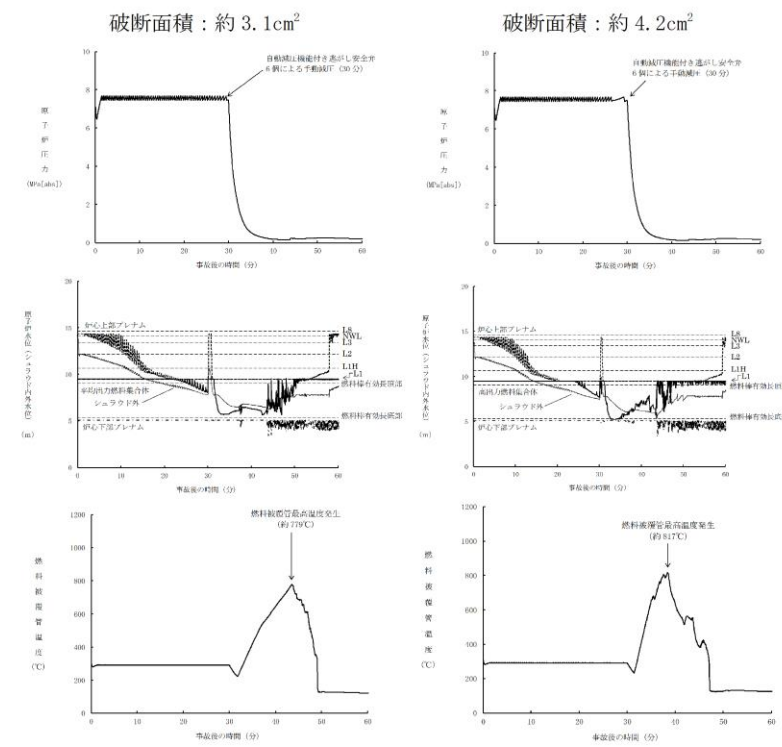
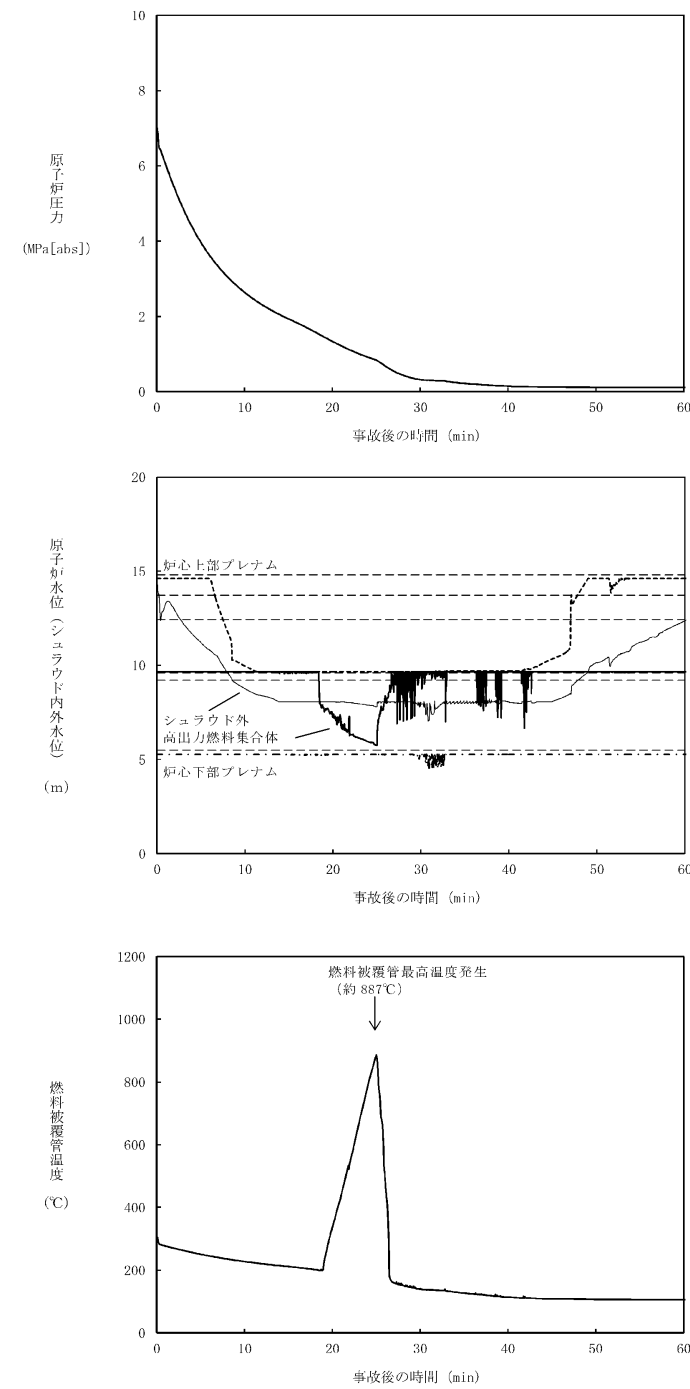


図3 破断面積約 3.1cm² と約 4.2cm² とのパラメータ推移の比較

・解析結果の相違
【東海第二】



第4図 主蒸気系配管に約 224cm²の破断面積を設定した場合

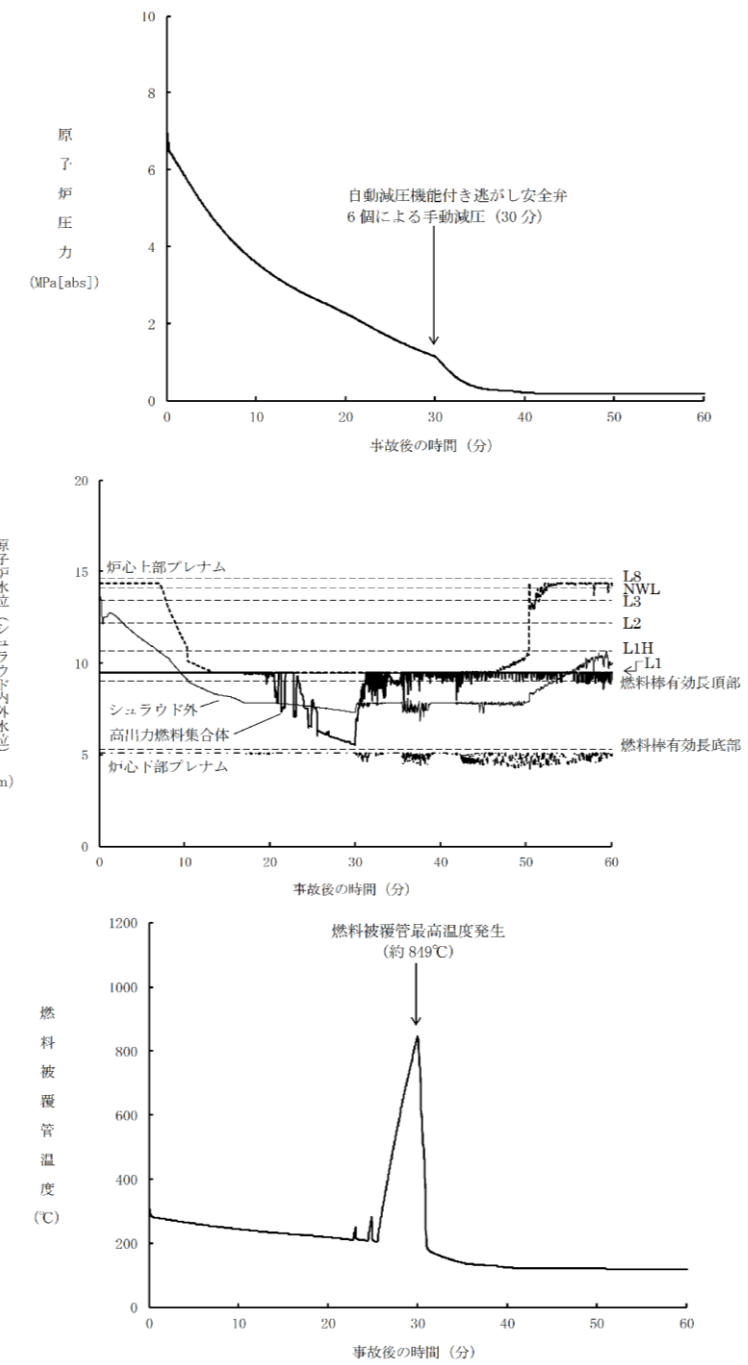
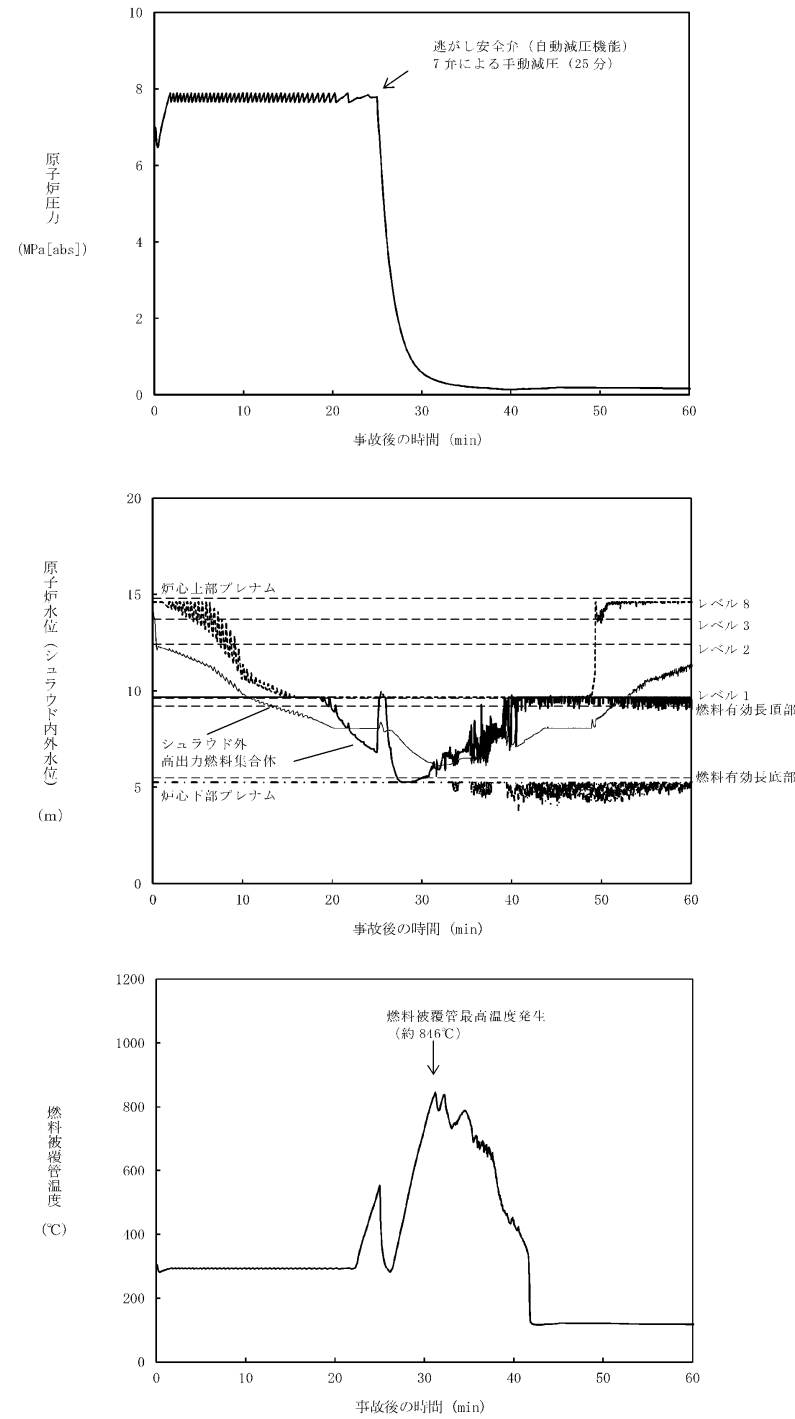


図4 主蒸気配管に約 120cm²の破断面積を設定した場合

・解析結果の相違
【東海第二】



第5 図 原子炉圧力容器底部ドレン配管に約 9.2cm²の破断面積を設定した場合

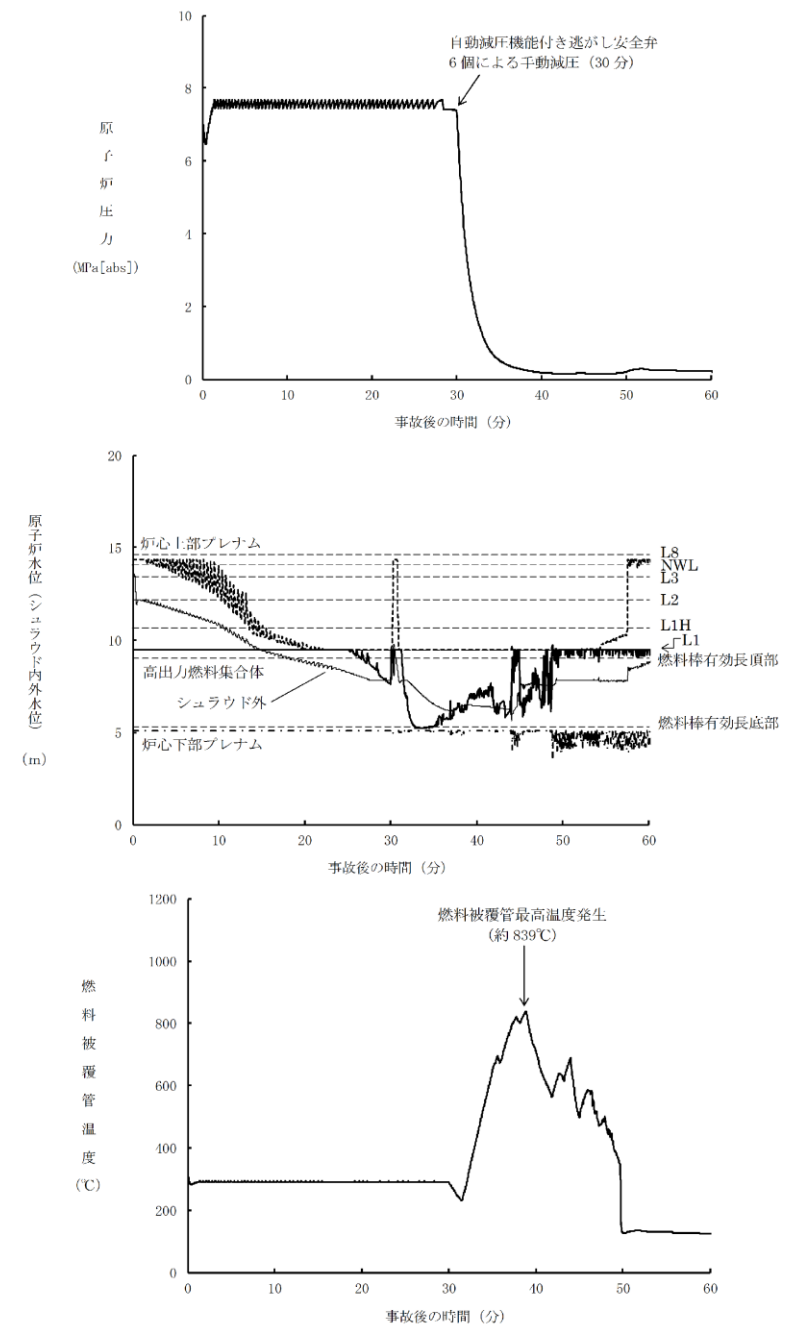


図5 底部ドレン配管に約 4.0cm²の破断面積を設定した場合

・解析結果の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|--|---|
| <p>(3) <u>原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断に伴う炉心損傷の発生頻度について</u></p> <p>原子炉圧力容器バウンダリの溶接箇所において配管の破断が起こり、LOCAが発生することを想定し、かつ、<u>非常用炉心冷却系によるLOCA発生後の事象緩和に期待できないものとして炉心損傷頻度を算出した(式1)</u>。なお、LOCA発生頻度及び全非常用炉心冷却系機能喪失確率はPRAで用いた値とした。表2に各系統における溶接線数とLOCA後炉心損傷頻度について示す。</p> <p>原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断によりLOCAが発生し、非常用炉心冷却系による事象緩和ができず炉心損傷に至る頻度は3.1×10^{-10} [/炉年]である。なお、破断面積5.6cm^2以下のLOCAは、炉心損傷防止可能であるため、実態の炉心損傷に至る頻度は3.1×10^{-10} [/炉年]より小さくなる。</p> <p>また、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防ぐことができない大破断LOCAについては、PRAにおいて、炉心損傷頻度は5.0×10^{-10} [/炉年]としている。なお、破断面積420cm^2以下のLOCAは、炉心損傷防止可能であるため、実態の炉心損傷に至る頻度は5.0×10^{-10} [/炉年]より小さくなる。したがって、<u>原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断により発生するLOCAで炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものであると整理される。</u></p> <p>・ <u>CUWボトムドレン配管の破断による炉心損傷頻度</u></p> $= \frac{\text{CUWボトムドレン配管の溶接線数}}{\text{原子炉冷却材圧力バウンダリでの全溶接線数}} \times \text{各LOCA発生頻度} \times \text{全ECCS機能喪失確率} \dots\dots(式1)$ | <p>(4) <u>再循環系配管の破断に伴う炉心損傷の発生頻度について</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接箇所における配管の破断により、LOCAが発生することを想定し、かつ、<u>非常用炉心冷却系によるLOCA発生後の事象緩和に期待できないものとして、以下の式により炉心損傷頻度を算出した。</u></p> <p>【比較のため、後述の一部を記載】</p> <p>再循環系配管の破断によりLOCAが発生し、<u>非常用炉心冷却系による事象緩和ができず、炉心損傷に至る頻度は1.8×10^{-8} /炉年</u>である。なお、破断面積約9.5cm^2以下のLOCAは炉心損傷防止が可能であるため、<u>実際に炉心損傷に至る頻度は1.8×10^{-8} /炉年より小さくなる。</u></p> <p>また、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を有効に実施することが困難である大破断LOCAについては、PRAにおいて、炉心損傷頻度を3.0×10^{-9} /炉年としている。なお、気相部配管の破断面積224cm^2以下のLOCAは、炉心損傷防止が可能であるため、<u>実際に炉心損傷に至る頻度は3.0×10^{-9} /炉年より小さくなる。</u>したがって、再循環系配管の破断により発生するLOCAで炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものであると整理される。</p> <p>【ここまで】</p> <p>配管の破断による炉心損傷頻度</p> $= \sum \frac{\text{配管の機能維持に係る溶接線数}}{\text{原子炉冷却材圧力バウンダリでの全溶接線数}} \times \text{各LOCA発生頻度} \times \text{各LOCA発生時の条件付き炉心損傷確率}$ <p><u>各系統の配管口径別の溶接線数と炉心損傷頻度を第5表に示す。なお、LOCA発生頻度及び全非常用炉心冷却系機能喪失確率はPRAで用いた値を使用した。</u></p> | <p>(3) <u>再循環配管の破断に伴う炉心損傷の発生頻度について</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接箇所において配管の破断が起こり、LOCAが発生することを想定し、かつ、<u>全非常用炉心冷却系等によるLOCA発生後の事象緩和に期待できないものとして炉心損傷頻度を算出した(式1)</u>。なお、LOCA発生頻度及び全非常用炉心冷却系等機能喪失確率はPRAで用いた値とした。表6に各系統の配管口径別の溶接線数と炉心損傷頻度について示す。</p> <p>再循環配管の破断によりLOCAが発生し、<u>全非常用炉心冷却系等による事象緩和ができず炉心損傷に至る頻度は2.3×10^{-9} /炉年</u>である。なお、破断面積約3.1cm^2以下のLOCAは、炉心損傷防止可能であるため、<u>実態の炉心損傷に至る頻度は2.3×10^{-9} /炉年より小さくなる。</u></p> <p>また、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防ぐことができない大破断LOCAについては、PRAにおいて、炉心損傷頻度は3.6×10^{-10} [/炉年]としている。なお、気相部配管の破断面積約120cm^2以下のLOCAは、炉心損傷防止可能であるため、<u>実態の炉心損傷に至る頻度は3.6×10^{-10} [/炉年]より小さくなる。</u>したがって、再循環配管の破断により発生するLOCAで炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものであると整理される。</p> <p>・ <u>配管の破断による炉心損傷頻度</u></p> $= \sum \frac{\text{配管の機能維持に係る溶接線数}}{\text{原子炉冷却材圧力バウンダリでの全溶接線数}} \times \text{各LOCA発生頻度} \times \text{各LOCA発生時の条件付き炉心損傷確率} \dots\dots(式1)$ | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備設計の相違【柏崎6/7】 型式の相違により破断を想定する配管が異なる。 ・ 設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、ECCS系とRCICを考慮しているため。 ・ 評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・ 評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・ 評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 |

表2 各系統における溶接線数とLOCA後炉心損傷頻度

| 系統 | 小破断 LOCA | | | 中破断 LOCA | | | |
|-------------------|--------------------|----------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|-----------------------------|
| | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 [1/炉年] | 全 ECCS 喪失確率 | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 [1/炉年] | 全 ECCS 喪失確率 | 炉心損傷頻度 ^{※5} [1/炉年] |
| HPCF(B) | 25 ^{※2} | 2.8×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 25 ^{※2} | 1.9×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 炉心損傷に至らない |
| HPCF(C) | 8 | 8.8×10 ⁻⁶ | — ^{※6} | 8 | 6.0×10 ⁻⁶ | — ^{※6} | |
| RCIC | 128 ^{※3} | 1.4×10 ⁻⁴ | — ^{※6} | 128 ^{※3} | 9.6×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | |
| LPFL(A) | 26 ^{※4} | 2.9×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 26 ^{※4} | 2.0×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | |
| LPFL(B) | 19 | 2.1×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 19 | 1.5×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | |
| LPFL(C) | 17 | 1.9×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 17 | 1.3×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | |
| CUW ボトムドレン配管 | 21 | 2.3×10 ⁻⁵ | 4.0×10 ⁻⁷ | 20 | 1.5×10 ⁻⁵ | 2.0×10 ⁻⁵ | |
| その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ | 30 | 3.3×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 26 | 2.0×10 ⁻⁵ | — ^{※6} | 炉心損傷に至らない |
| 合計 | 274 | 3.0×10 ⁻⁴ | | 269 | 2.0×10 ⁻⁴ | | |

※1 溶接線数はクラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J から抽出
 ※2 HPCF(B)に合流する SLC の配管を考慮
 ※3 主蒸気系及び給水系の溶接部のうち、RCIC の機能喪失に繋がる箇所を考慮
 ※4 給水系の溶接部のうち、LPFL(A)の機能喪失に繋がる箇所を考慮
 ※5 全ての非常用炉心冷却系の機能喪失により、事象緩和ができずに炉心損傷に至る
 ※6 CUW ボトムドレン配管の破断による炉心損傷頻度の算出には不要のため、記載せず

第5表 各系統における溶接線数とLOCA後炉心損傷頻度

| 系統 | 小破断 LOCA | | | | 中破断 LOCA | | | |
|-------------------|--------------------|----------------------|----------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 (1/炉年) | 条件付き炉心損傷確率 | 炉心損傷頻度 (1/炉年) | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 (1/炉年) | 条件付き炉心損傷確率 | 炉心損傷頻度 (1/炉年) |
| RCIC | 33 | 1.3×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 33 | 8.4×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| HPCS | 19 | 7.2×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 19 | 4.8×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| LPCS | 19 | 7.2×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 19 | 4.8×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| RHR-A | 21 | 8.0×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 21 | 5.3×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| RHR-B | 21 | 8.0×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 21 | 5.3×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| RHR-C | 21 | 8.0×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} | 21 | 5.3×10 ⁻⁶ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| PLR | 193 | 7.4×10 ⁻⁵ | 1.5×10 ⁻⁴ | 1.1×10 ⁻⁸ | 193 | 4.9×10 ⁻⁵ | 1.5×10 ⁻⁴ | 7.4×10 ⁻⁹ |
| 底部ドレン | 118 | 4.5×10 ⁻⁵ | — ^{※2} | — ^{※2} | 118 | 3.0×10 ⁻⁵ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ | 342 | 1.3×10 ⁻⁴ | — ^{※2} | — ^{※2} | 342 | 8.7×10 ⁻⁵ | — ^{※2} | — ^{※2} |
| 合計 | 787 | 3.0×10 ⁻⁴ | | | 787 | 2.0×10 ⁻⁴ | | |

※1：溶接線数はクラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J から抽出。
 ※2：再循環系配管の破断による炉心損傷頻度の算出には不要であるため、記載を省略した。

再循環系配管の破断により LOCA が発生し、非常用炉心冷却系による事象緩和ができず、炉心損傷に至る頻度は 1.8×10^{-8} / 炉年である。なお、破断面積約 9.5 cm^2 以下の LOCA は炉心損傷防止が可能であるため、実際に炉心損傷に至る頻度は 1.8×10^{-8} / 炉年より小さくなる。

また、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を有効に実施することが困難である大破断 LOCA については、PRA において、炉心損傷頻度を 3.0×10^{-9} / 炉年としている。なお、気相部配管の破断面積

224 cm^2 以下の LOCA は、炉心損傷防止が可能であるため、実際に炉心損傷に至る頻度は 3.0×10^{-9} / 炉年より小さくなる。したがって、再循環系配管の破断により発生する LOCA で炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものであると整理される。

表6 各系統における溶接線とLOCA後炉心損傷頻度

| 系統 | 小破断 LOCA | | | | 中破断 LOCA | | | |
|----------------|--------------------|----------------------|----------------------|----------------------|--------------------|----------------------|----------------------|-----------------------|
| | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 [1/炉年] | 条件付き炉心損傷確率 | 炉心損傷頻度 [1/炉年] | 溶接線数 ^{※1} | 配管破断発生頻度 [1/炉年] | 条件付き炉心損傷確率 | 炉心損傷頻度 [1/炉年] |
| HPCS | 5 | 3.6×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} | 5 | 2.4×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| RCIC | 81 ^{※2} | 5.8×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} | 81 ^{※2} | 3.9×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| LPCI(A) | 9 | 6.4×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} | 9 | 4.3×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| LPCI(B) | 9 | 6.4×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} | 9 | 4.3×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| LPCI(C) | 7 | 5.0×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} | 7 | 3.3×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| LPCS | 5 | 3.6×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} | 5 | 2.4×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| CUW | 68 | 4.9×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} | 68 | 3.2×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| PLR | 107 | 7.7×10 ⁻⁵ | 1.8×10 ⁻³ | 1.4×10 ⁻⁹ | 107 | 5.1×10 ⁻⁵ | 1.8×10 ⁻³ | 9.2×10 ⁻¹⁰ |
| SLC | 40 | 2.9×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} | 40 | 1.9×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| RHR | 20 | 1.4×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} | 20 | 9.5×10 ⁻⁶ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| その他の原子炉圧力バウンダリ | 68 | 4.9×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} | 68 | 3.2×10 ⁻⁵ | — ^{※3} | — ^{※3} |
| 合計 | 419 | 3.0×10 ⁻⁴ | | | 419 | 2.0×10 ⁻⁴ | | |

※1 溶接線数はクラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J 等から抽出。
 ※2 主蒸気系及び給水系の溶接部のうち、原子炉隔離時冷却系の機能喪失に繋がる箇所を考慮。
 ※3 再循環系配管の破断による炉心損傷頻度の算出には不要のため、記載せず。

・設備設計の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】

・記載箇所の相違
 【東海第二】

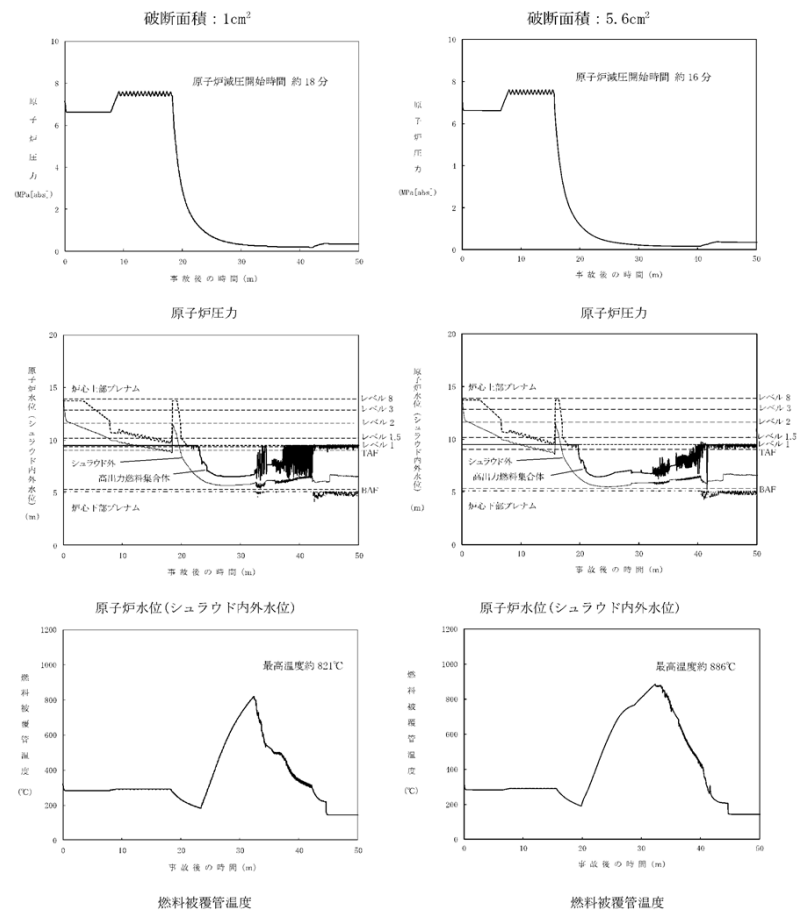
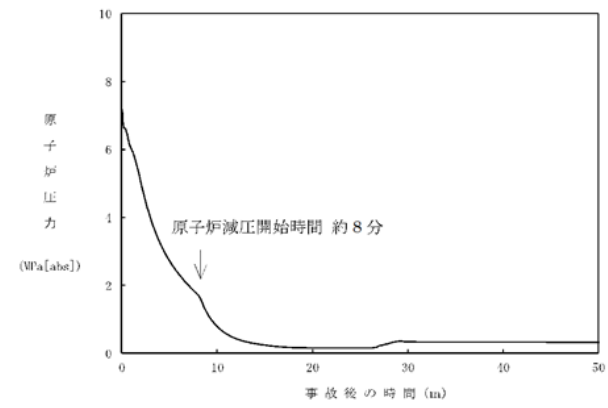
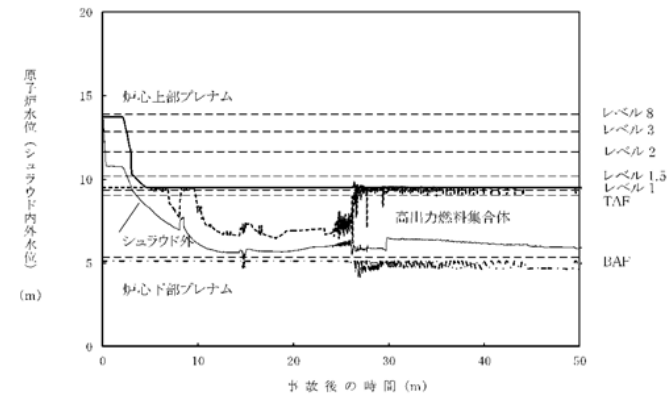


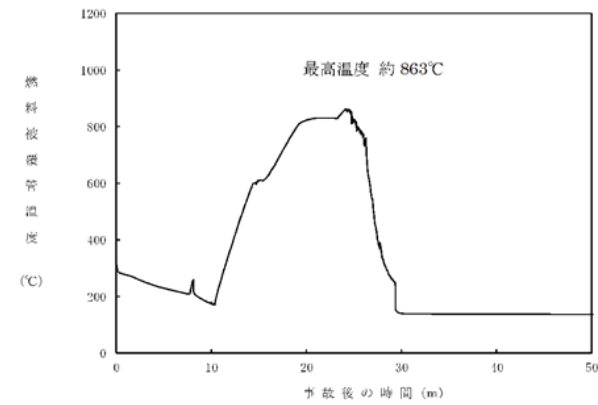
図1 破断面積1cm²と5.6cm²のパラメータ推移の比較



原子炉圧力



原子炉水位(シュラウド内外水位)



燃料被覆管温度

図2 RHR吸入配管が破断面積420cm²で破断した場合のパラメータ推移

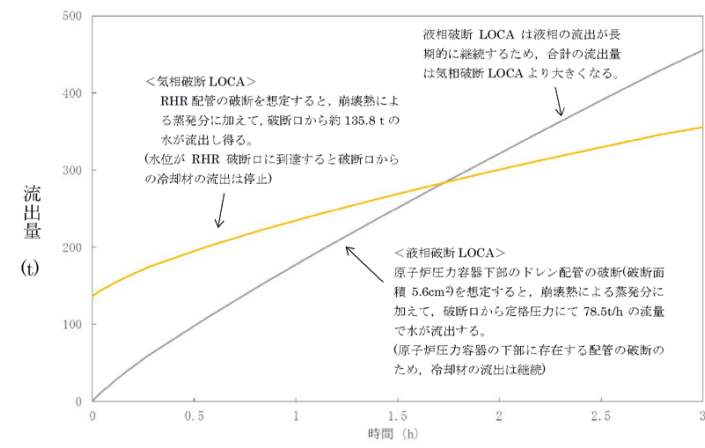


図3 崩壊熱による蒸発分を含めた液相破断LOCAと気相破断LOCAの流出量の比較

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|--|
| <p>4. 国内外の先進的な対策との比較</p> <p>炉心損傷防止対策が有効である破断面積以上のLOCA に対しては、重大事故等対処設備による炉心損傷の回避は困難であるが、対策が「十分な対策が計画されていること」(国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること)を確認する必要がある。</p> <p>着眼点として、「著しい炉心損傷」をもたらすような配管破断が生じた場合でも炉心損傷を回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段、LOCA 時のペースの速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる格納容器除熱手段が必要となる。</p> <p>柏崎刈羽6号及び7号炉と欧米のプラントで講じられている諸対策を、LOCA以外の事故シーケンスグループも含めて対比したものを別表-1に示す。</p> <p>別表-1に示すとおり、LOCA 以外の事故シーケンスグループも含め、基本的に全ての機能に対して国外と同等の対策を講じてきている。</p> <p>特に、表3に示すとおり、高圧注水機能の強化策である蒸気駆動の高圧代替注水系(HPAC)は、国外では見られない対策であり、時間余裕の小さい事象初期に重要な高圧注水機能の多重性を向上させる点、駆動源の多様性を向上させる点で有用な対策となっている。</p> <p>しかしながら、LOCA が生じた場合に燃料被覆管破裂を確実に回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段(インターロックを備えている等)及びLOCA 時のペースの速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる格納容器除熱手段については、確認されなかった。</p> | <p>(5) 国内外の先進的な対策との比較</p> <p>炉心損傷防止対策が有効な破断面積以上のLOCA に対しては、炉心損傷防止対策を有効に実施することが困難であることから、審査ガイドに基づき、「LOCA時注水機能喪失」に対する重大事故等対策である低圧代替注水系(常設)が国内外の先進的な対策と同等であることを確認する。</p> <p>炉心損傷防止対策が有効な破断面積以上のLOCA に対して炉心損傷防止対策を有効に実施するためには、LOCA時の原子炉水位低下速度に対して、燃料被覆管の破裂を回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段が必要となる。東海第二発電所と国外のプラントで講じられている炉心損傷防止対策の比較を第6表に示す。</p> <p>第6表に示すとおり、国外プラントにおいてLOCA時の原子炉水位低下速度に対して、燃料被覆管の破裂を回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段については確認されなかった。</p> <p>なお、東海第二発電所の重大事故等対策のうち高圧注水機能の強化策である蒸気駆動の常設高圧代替注水系ポンプは、国外では見られない対策であり、大破断LOCAを除く事象初期において重要な高圧注水機能の多重性向上及び駆動源の多様性向上の観点で有用な対策である。</p> | <p>4. 国内外の先進的な対策との比較</p> <p>炉心損傷防止対策が有効である破断面積以上のLOCA に対しては、重大事故等対処設備による炉心損傷の回避は困難であるが、対策が「十分な対策が計画されていること」(国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること)を確認する必要がある。</p> <p>着眼点として、「著しい炉心損傷」をもたらすような配管破断が生じた場合でも炉心損傷を回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段、LOCA時のペースの速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる原子炉格納容器除熱手段が必要となる。</p> <p>島根2号炉と欧米のプラントで講じられている諸対策を、LOCA以外の事故シーケンスグループも含めて対比したものを別表1に示す。</p> <p>別表1に示すとおり、LOCA以外の事故シーケンスグループも含め、基本的に全ての機能に対して国外と同等の対策を講じてきている。</p> <p>特に、表3に示すとおり、高圧注水機能の強化策である蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系は、国外では見られない対策であり、時間余裕の小さな事象初期に重要な高圧注水機能の多重性を向上させる点、駆動源の多様性を向上させる点で有用な対策となっている。</p> <p>しかしながら、LOCAが生じた場合に燃料被覆管破裂を確実に回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段(インターロックを備えている等)及びLOCA時のペースの速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる原子炉格納容器除熱手段については、確認されなかった。</p> | <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、LOCA以外の事故シーケンスグループについても記載している。</p> |

表3 原子炉への注水機能の整理

| 原子炉の状態 | | 駆動源 | | |
|--|--|--|---|----------------------|
| | | 電動駆動 | 蒸気駆動 | ディーゼル駆動 |
| 原子炉が大破断LOCAを除くと事象初期は高圧 →時間余裕の小さい事象初期に重要 | | SBOでは給電された後に機能する ・HPCF×2 ・CRD ・給復水系 | 大規模なLOCAを除き事象初期から機能する ・RCIC ・HPAC(当社) | LOCAも含む各事象で機能する - |
| 原子炉が低圧 と原子炉減圧後に必要 | | ・LPFL×3 ・MWC×3 ・消防車 | (蒸気駆動は不適) | ・消火ポンプ |

以上

表7 原子炉への注水機能の整理

| 原子炉の状態 | | 駆動源 | |
|--|--|---|--|
| | | 電動 | 蒸気駆動 |
| 原子炉が大破断LOCAを除くと事象初期は高圧 →時間余裕の小さい事象初期に重要 | | SBOでは給電された後に機能する ・高圧炉心スプレイ系×1 ・制御棒駆動系 ・給復水系 | 大規模なLOCAを除き事象初期から機能する ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧原子炉代替注水系 |
| 原子炉が低圧 と原子炉減圧後に必要 | | ・低圧炉心注水系×3 ・低圧炉心スプレイ系×1 ・復水輸送系×2 ・低圧原子炉代替注水系(常設・可搬型) | (蒸気駆動は不適) |

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

別表-1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (1/3)

Table with 8 columns: 機能, 構造, 設備, 構造, 構造, 構造, 構造, 構造. This is a detailed comparison table for safety equipment between different power plants.

(注) 本表は、東電において廠内において実施された、内付情報を元にした調査結果に基づいて作成されたものである。...

第6表 「LOCA時注水機能喪失」に対する国外プラントと東海第二発電所における炉心損傷防止対策の比較

Table comparing LOCA water injection loss prevention strategies between Gen II reactors (東海第二) and Gen III reactors (米国). It details various systems like injection pumps and their functions.

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

別表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (1 / 5)

Table with 8 columns: 機能, 構造, 構造, 構造, 構造, 構造, 構造, 構造. This is a detailed comparison table for safety equipment between different power plants, continuing from page 1.

※：有効性評価において有効性を評価した対策

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

別表-1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (3/3)

【】:設計基準事故対応設備, ※:有効性評価において有効性を評価した対策

| 分類 | 事故シナリオ | 想定する機能 | 米国 | ドイツ | フィンランド | 対策の概要 | |
|----|-------------------------|--------|--|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 3 | 事故シナリオグループ 全交直機発電機損失 | 炉心冷却 | 1. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 2. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 3. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 4. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 5. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 6. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 7. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 8. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 9. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |
| | | | 10. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 | 1. 1と同等 2. 2と同等 |

別表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (3 / 5)

| 分類 | 事故シナリオグループ | 想定する機能 | 重大事故等対策にかかわる設備又は設備 | | | | | 対策の概要 | |
|----|------------|--------|--|------|--------|--------|--------|-------|------|
| | | | 米国 | ドイツ | フィンランド | スウェーデン | フィンランド | | |
| 3 | 全交直機発電機損失 | 炉心冷却 | 1. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 2. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 3. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 4. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 5. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 6. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 7. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 8. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 9. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 10. 原子炉冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) ・炉心冷却系 (炉心冷却系) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |

※:有効性評価において有効性を評価した対策
【】:設計基準事故対応設備

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

別表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (4 / 5)

| 分類 | 事故シナリオグループ (設備例の機能別区分) | 想定する 機能 | 重大事故等対策における設備又は機能 | | | | | 対策の概要 | |
|--------------------------------|---------------------------|------------|--|------|------|---------|--------|-------|------|
| | | | 島根2号炉 | 米国 | ドイツ | スクウェーデン | フィンランド | | |
| 4-1 炉内滞留防止機能別区分 (取水側設備等) | | 炉心冷却 | 【炉心冷却機能】 ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 加熱 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 冷却 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 監視 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 |
| | | | まとめ | | | | | | |
| 4-2 炉内滞留防止機能別区分 (取水側設備等) | | 炉心冷却 | 【炉心冷却機能】 ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) ・炉心冷却機能 (炉心冷却機能) | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 加熱 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 冷却 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | | 格納容器 監視 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 |
| | | | まとめ | | | | | | |

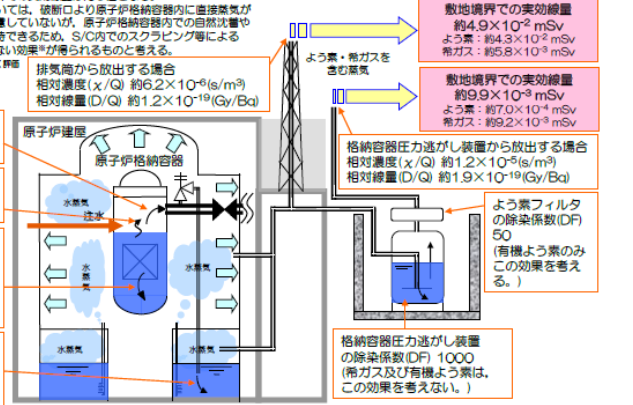
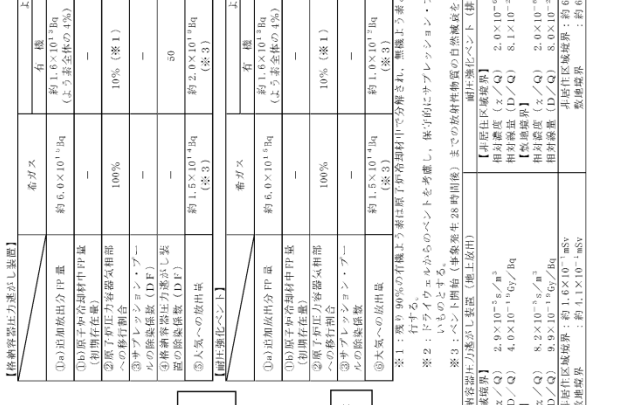
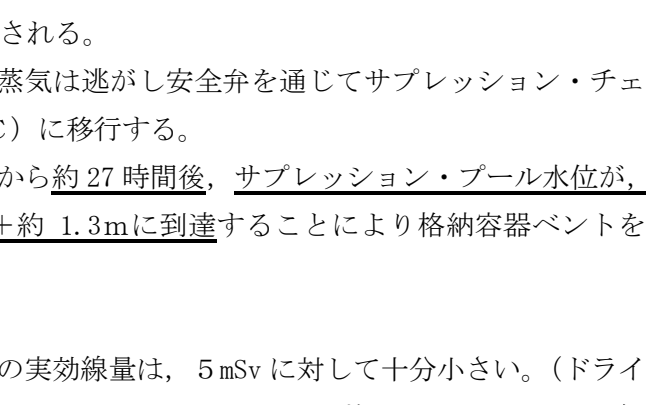
※ : 有効性評価において有効性を評価した対策
【】 : 設計標準事故対応設備

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

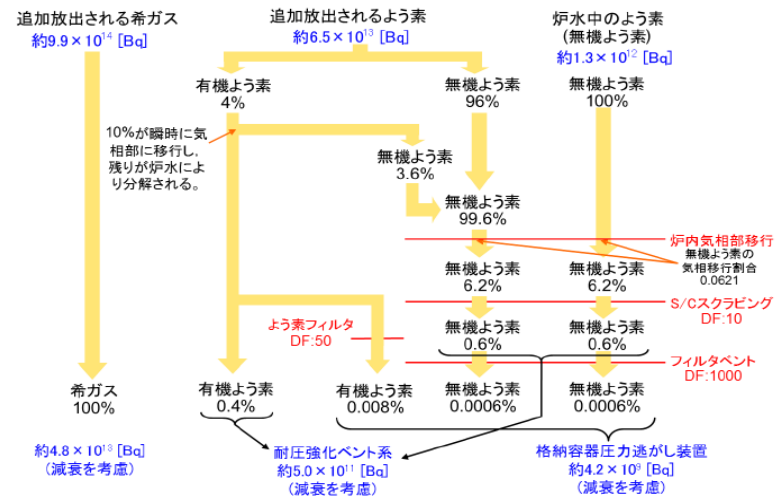
別表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (5 / 5)

| 分類 | 事故シナリオ | 想定する機能 | 島根 2号炉 | 米国 | ドイツ | スウェーデン | フィンランド | 対策の概要 |
|----|------------------|--------|--|---|--|--|--|--|
| 5 | LOCA時注水機能喪失 | 和心冷却 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | 燃料冷却 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | 給水機 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 | 1と同等 |
| | | 緊急電源 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 | 3と同等 |
| 6 | 原子炉停止機能喪失 | 原子炉停止 | ・代替炉内冷却系(AR)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・代替炉内冷却系(AR)機能強化 | ・代替炉内冷却系(AR)機能強化 ・SIS注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 |
| | | 和心冷却 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | |
| 7 | インターフェイスシステムLOCA | 原子炉停止 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 |
| | | 和心冷却 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 ・注水ポンプ(NT)機能強化 | |

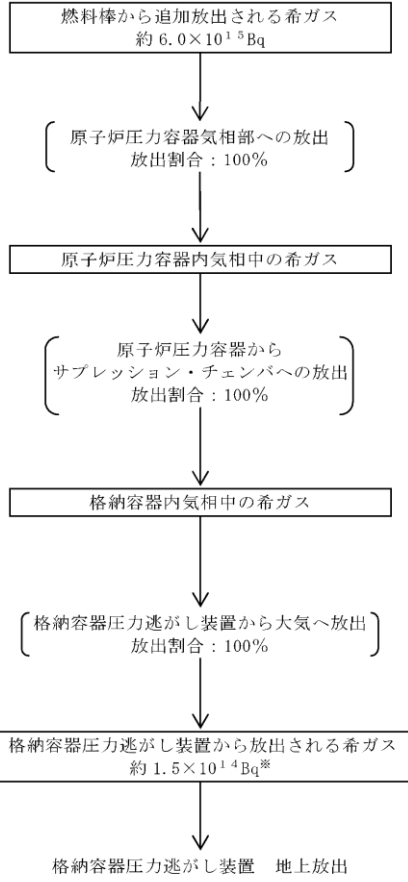
※：有効性評価において有効性を評価した対策
【】：設備標準事故対応設備

| <p>柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)</p> | <p>東海第二発電所 (2018.9.12版)</p> | <p>島根原子力発電所 2号炉</p> | <p>備考</p> |
|---|---|---|--|
| <p>【比較のため、「添付資料 2.3.1.1」の一部を記載】</p> <p>敷地境界での実効線量評価について</p> <p>【事象の概要】 1. 全交流動力電源喪失が発生するが、原子炉隔離時冷却系により原子炉への注水は継続され、炉心冠水は維持される。発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。 2. 全交流動力電源喪失発生から約16時間後、格納容器圧力0.31MPa(gage)到達により格納容器ベントを実施する。</p> <p>【評価結果】 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、S/Cのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、S/Cに排出された気体を排出するため、S/Cのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(DF10)に対して遜色ない効果※が得られるものと考えられる。 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について</p>  <p>格納容器ベント開始までに炉水中の無機よう素が気相部へ移行する割合：6.21%</p> <p>追加放出された有機よう素のうち、気相部へ移行する割合：10%</p> <p>追加放出分 希ガス 約9.9×10¹⁴Bq よう素 約6.5×10¹³Bq (無機：96%、有機：4%) 炉水中の核分裂生成物 よう素 約1.3×10¹²Bq</p> <p>S/Cの除染係数(DF) 10※ (希ガス及び有機よう素は、この効果を考えない。) ※ Standard Review Plan 6.5.5に基く推定</p> <p>排気筒から放出する場合 相対速度(x/Q) 約6.2×10⁻⁶(s/m)³ 相対線量(D/Q) 約1.2×10⁻¹⁰(Gy/Bq)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置から放出する場合 相対速度(x/Q) 約1.2×10⁻⁶(s/m)³ 相対線量(D/Q) 約1.9×10⁻¹⁰(Gy/Bq)</p> <p>よう素フィルタの除染係数(DF) 50 (有機よう素のみこの効果を考える。)</p> <p>敷地境界での実効線量 約4.9×10⁻²mSv よう素：約4.3×10⁻²mSv 希ガス：約5.8×10⁻²mSv</p> <p>敷地境界での実効線量 約9.9×10⁻²mSv よう素：約7.0×10⁻²mSv 希ガス：約9.9×10⁻²mSv</p> | <p>添付資料 2.6.2</p> <p>非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価について</p> <p>【事象の概要】 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが、低圧代替注水系(常設)、低圧サプレッション・チェンバに移行する。 2. 事象発生から約28時間後、格納容器圧力が0.31MPa(gage)到達することにより格納容器ベント操作を実施する。 【評価結果】 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量は5mSvに対して十分小さい。</p>  <p>格納容器ベント開始までに炉水中の無機よう素が気相部へ移行する割合：6.21%</p> <p>追加放出された有機よう素のうち、気相部へ移行する割合：10%</p> <p>追加放出分 希ガス 約9.9×10¹⁴Bq よう素 約6.5×10¹³Bq (無機：96%、有機：4%) 炉水中の核分裂生成物 よう素 約1.3×10¹²Bq</p> <p>S/Cの除染係数(DF) 10※ (希ガス及び有機よう素は、この効果を考えない。) ※ Standard Review Plan 6.5.5に基く推定</p> <p>排気筒から放出する場合 相対速度(x/Q) 約6.2×10⁻⁶(s/m)³ 相対線量(D/Q) 約1.2×10⁻¹⁰(Gy/Bq)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置から放出する場合 相対速度(x/Q) 約1.2×10⁻⁶(s/m)³ 相対線量(D/Q) 約1.9×10⁻¹⁰(Gy/Bq)</p> <p>よう素フィルタの除染係数(DF) 50 (有機よう素のみこの効果を考える。)</p> <p>敷地境界での実効線量 約4.9×10⁻²mSv よう素：約4.3×10⁻²mSv 希ガス：約5.8×10⁻²mSv</p> <p>敷地境界での実効線量 約9.9×10⁻²mSv よう素：約7.0×10⁻²mSv 希ガス：約9.9×10⁻²mSv</p> | <p>添付資料 2.6.2</p> <p>敷地境界での実効線量評価について</p> <p>【事象の概要】 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により原子炉水位は回復・維持される。 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)に移行する。 2. 事象発生から約27時間後、サプレッション・プール水位が、通常水位+約1.3mに到達することにより格納容器ベントを実施する。</p> <p>【評価結果】 敷地境界での実効線量は、5mSvに対して十分小さい。(ドライウェル、サプレッション・チェンバのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、サプレッション・チェンバに排出された気体を排出するため、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果に期待できる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。 なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるもの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスクラビング等による除染係数(DF5)に対して遜色ない効果※が得られるものと考えられる。 ※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について</p>  <p>格納容器ベント開始までに炉水中の無機よう素が気相部へ移行する割合：7.10%</p> <p>追加放出された有機よう素のうち、気相部へ移行する割合：10%</p> <p>追加放出分 希ガス 約9.9×10¹⁴Bq よう素 約6.5×10¹³Bq (無機：96%、有機：4%) 炉水中の核分裂生成物 よう素 約1.3×10¹²Bq</p> <p>S/Cの除染係数(DF) 5 (希ガス及び有機よう素は、この効果を考えない。)</p> <p>格納容器フィルタベント系 格納容器フィルタベント系のうち、低圧サプレッション・チェンバの除染係数(DF) 50 (有機よう素のみこの効果を考える。)</p> <p>格納容器フィルタベント系 格納容器フィルタベント系のうち、スクラビング効果(DF) 100 (希ガス及び有機よう素は、この効果を考えない。)</p> <p>敷地境界での実効線量 約1.7×10⁻²mSv よう素：約1.1×10⁻²mSv 希ガス：約1.3×10⁻²mSv</p> | <p>解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉(Mark-I改)と柏崎6/7(ABWR)の最高使用圧力の相違。 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では、耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けている。</p> |

核分裂生成物の環境中への放出について



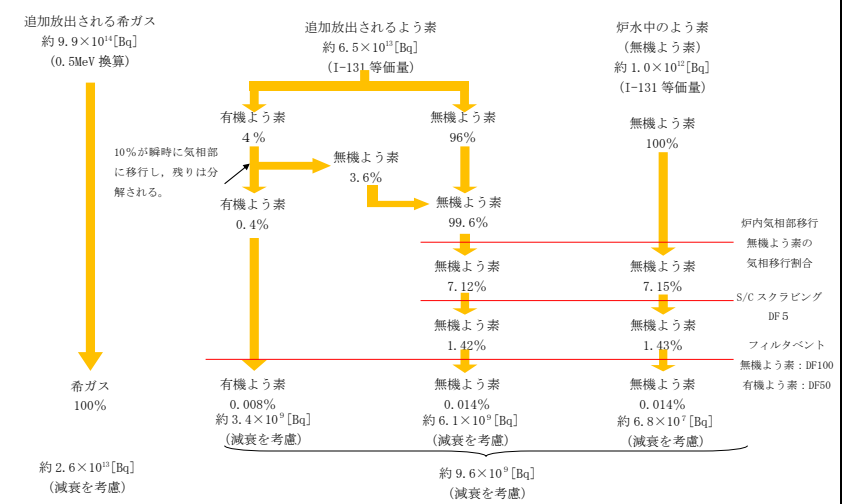
【ここまで】

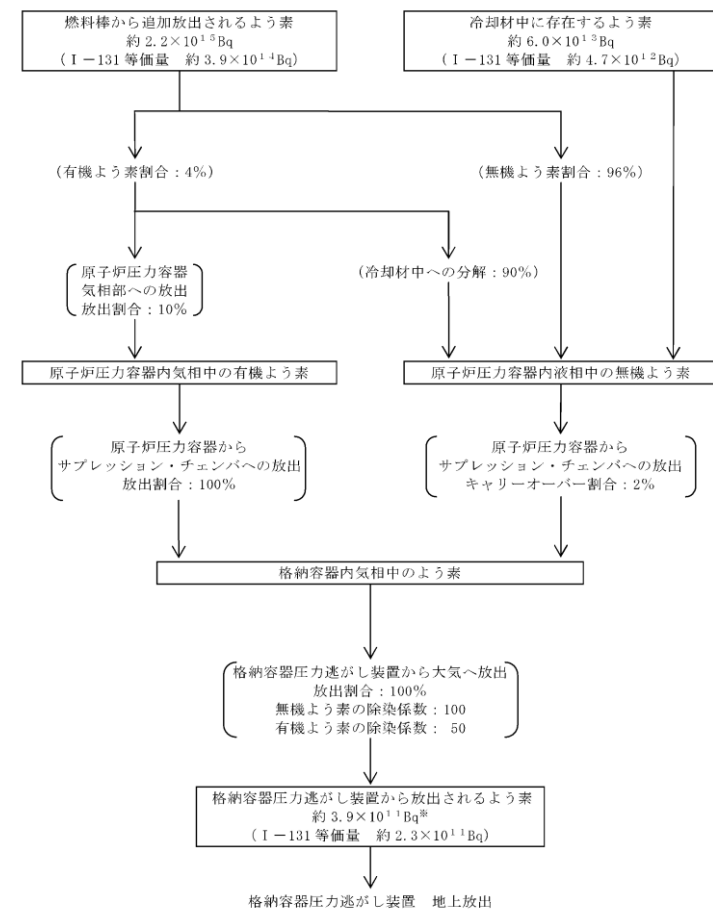


※：ベント開始（事象発生28時間後）までの放射性物質の自然減衰を考慮

第1図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性希ガスの大気放出過程
(γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)

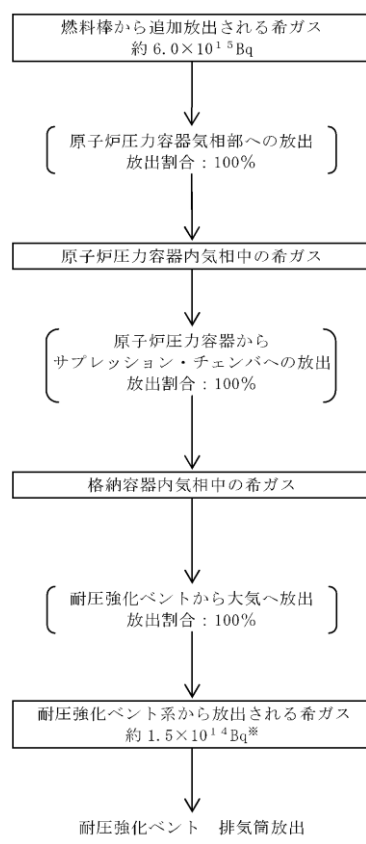
核分裂生成物の環境中への放出について

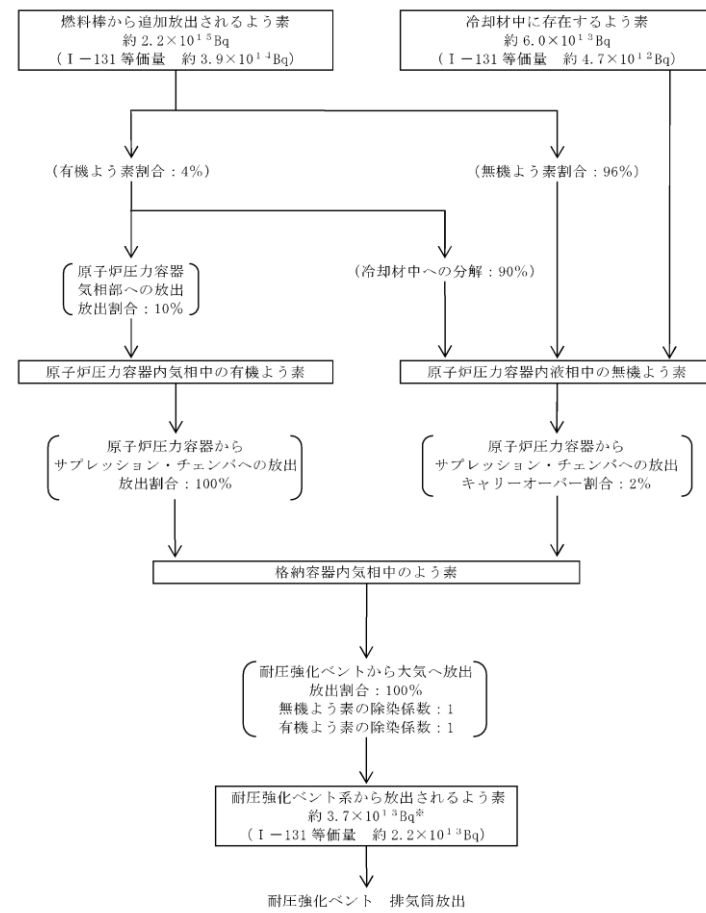




※ : ベント開始 (事象発生 28 時間後) までの放射性物質の自然減衰を考慮

第 2 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性よう素の大気放出過程

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|--------------|----|
| |  <pre> graph TD A[燃料棒から追加放出される希ガス 約 6.0 × 10¹³ Bq] --> B["〔 原子炉圧力容器気相部への放出 放出割合：100% 〕"] B --> C[原子炉圧力容器内気相中の希ガス] C --> D["〔 原子炉圧力容器から サブプレッション・チェンバへの放出 放出割合：100% 〕"] D --> E[格納容器内気相中の希ガス] E --> F["〔 耐圧強化ベントから大気へ放出 放出割合：100% 〕"] F --> G[耐圧強化ベント系から放出される希ガス 約 1.5 × 10¹⁴ Bq[※]] G --> H[耐圧強化ベント 排気筒放出] </pre> <p>※：ベント開始（事象発生 28 時間後）までの放射性物質の自然減衰を考慮</p> <p><u>第 3 図 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の 放射性希ガスの大気放出過程 (γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</u></p> | | |



※：ベント開始（事象発生 28 時間後）までの放射性物質の自然減衰を考慮

第 4 図 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の放射性よう素の大気放出過程

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|---|--|
| <p style="text-align: right;">添付資料2.6.2</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>LOCA 時注水機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.5</p> <p style="text-align: center;">安定状態について（LOCA時注水機能喪失）</p> <p>LOCA 時注水機能喪失時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：炉心冷却が維持された後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱により格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、格納容器除熱のための設備がその後も機能維持でき、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合に安定状態が確立されたものとする。</p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について（LOCA時注水機能喪失）</p> <p>LOCA時注水機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器フィルタベント系、残留熱除去系又は残留熱代替除去系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> | <p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 耐圧強化ベントを使用しない。（以降、同様な相違については記載省略）</p> |
| <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁を開維持することで、<u>低压代替注水系（常設）</u>による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から<u>約17 時間後</u>に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウェル温度は、<u>低压注水継続</u>の</p> | <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁により原子炉減圧状態を維持し、<u>常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却は維持され原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生<u>の約 28 時間後</u>に格納容器圧力逃がし装置等を用いた格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向となる。<u>格納容器雰囲気温度</u>は150℃を下回るとともに、<u>ドライウェル雰囲気温度</u>は、<u>低压</u></p> | <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>逃がし安全弁を開維持することで、<u>低压原子炉代替注水系（常設）</u>による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から<u>約 27 時間後</u>に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、<u>ドライウェル温度</u>は、<u>低压注水継</u></p> | <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|--|
| <p>ための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることはなく、原子炉格納容器安定状態が確立される。なお、除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが、<u>本事業より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ない</u>「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量約4.9×10^{-2}mSv 以下となり、燃料被覆管破裂は発生しないため、<u>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ることはなく、敷地境界での実効線量評価は5mSv を十分に下回る。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い、さらに原子炉格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u>(添付資料2.1.1 別紙1)</p> | <p>注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることはなく、<u>格納容器安定状態が確立される。</u>なお、除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが、敷地境界における実効線量の評価結果は約6.2×10^{-1}mSv となり、また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧により除熱を行い、格納容器ベントを閉止し格納容器を隔離することで、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u> (添付資料 2. 1. 2 別紙 1)</p> | <p>続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上回ることはなく、<u>原子炉格納容器安定状態が確立される。</u>なお、除熱機能として格納容器フィルタベント系を使用するが、<u>敷地境界における実効線量の評価結果は約1.7×10^{-2}mSv となり、また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また、<u>残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い、さらに原子炉格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。</u> (添付資料 2.1.2 別紙 1 参照)</p> | <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ・記載箇所相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、敷地境界での実効線量評価は、格納容器フィルタベント系の使用までの時間が最も短い本事業により実施しているが、柏崎 6/7 は「2.3.1」が最も短くなることから、「2.3.1」の評価を代表としている。</p> |

表 1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (LOCA時注水機能喪失) (2/2)

| 【SAFER, CHASTE】 | 重要現象 | 解析モデル | 不確かさ | 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 |
|------------------|----------------------------|------------|--|---|--|
| 原子炉圧力容器 | 沸騰・凝縮・ボイド発生・気液分離（水位変化）・対向流 | 二相流体の流動モデル | 下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り除く。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び注水運転開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 原子炉への注水開始は、給水喪失に伴う原子炉水位（シュラウド外水位）の低下開始を起点として、非常用の冷却系が動作し注水を開始することとなり、水位低下運動が早い場合であっても、これら注水開始（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはない。水位低下運動が早い場合には、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードはシュラウド外水位を現時的に評価することから、不確かさは小さい。 | シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 冷却材放出（臨界流・対向流） | 臨界流モデル | TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの運転解析において、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現時的に評価することから、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードはシュラウド外水位を現時的に評価することから、不確かさは小さい。 | 注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 |
| ECCS注水系・代注水設備含む） | ECCS注水系・代注水設備 | 原子炉注水系モデル | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |
| | | | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |

第 1-1 表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (S.A.F.E.R.) (2/2)

| 分類 | 重要現象 | 解析モデル | 不確かさ | 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 |
|------------------|----------------------------|------------|--|--|--|
| 原子炉圧力容器 | 沸騰・凝縮・ボイド発生・気液分離（水位変化）・対向流 | 二相流体の流動モデル | TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの運転解析において、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 解析コードは、シュラウド外水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 |
| | 冷却材放出（臨界流・対向流） | 臨界流モデル | TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの運転解析において、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 解析コードは、シュラウド外水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 解析コードは、シュラウド外水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 |
| ECCS注水系・代注水設備含む） | ECCS注水系・代注水設備 | 原子炉注水系モデル | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |
| | | | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |

表 1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (LOCA時注水機能喪失) (2/2)

| 【SAFER】 | 重要現象 | 解析モデル | 不確かさ | 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 |
|------------------|----------------------------|------------|--|--|--|
| 原子炉圧力容器 | 沸騰・凝縮・ボイド発生・気液分離（水位変化）・対向流 | 二相流体の流動モデル | 下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り除く。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び注水運転開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 原子炉への注水開始は、原子炉水位（シュラウド外水位）の低下開始を起点として、非常用の冷却系が動作し注水を開始することとなり、水位低下運動が早い場合であっても、これら注水開始（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはない。水位低下運動が早い場合には、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードはシュラウド外水位を現時的に評価することから、不確かさは小さい。 | シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 冷却材放出（臨界流・対向流） | 臨界流モデル | TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの運転解析において、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定する。相流動モデルの妥当性は、運転でなく、質量及び動量のバランスだけで定まる。注水流量が取り扱われる必要はない。 | 解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現時的に評価することから、注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードはシュラウド外水位を現時的に評価することから、不確かさは小さい。 | 注水開始直後の注水水位を、注水水位及び注水流量を決定することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 |
| ECCS注水系・代注水設備含む） | ECCS注水系・代注水設備 | 原子炉注水系モデル | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |
| | | | 入力側に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に近い関係を使用している。燃料被覆管温度を考慮する必要がある。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (5/6)

| 項目 | 解析条件の不確かさ | | 条件設定の考え方 | 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 |
|-----------|--------------------------------|--|---|--|--|
| | 解析条件 | 最確条件 | | | |
| 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間: 1.05秒) | 原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間: 1.05秒) | 安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間には与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はない。 |
| | 逃がし安全弁 | (原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7.79MPa [Leage] ~ 8.31MPa [Leage] 385.2t/h (1 割当たり) ~ 410.6t/h (1 割当たり) (原子炉手動減圧機作時) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 割を開放することによる原子炉減圧 | (原子炉手動減圧機作時) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 割を開放することによる原子炉減圧 | 逃がし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定 | 解析条件と最確条件と同等であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間には与える影響はない。 |

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (LOCA時注水機能喪失) (4/4)

| 項目 | 解析条件 (初期条件、事故条件) の不確かさ | | 条件設定の考え方 | 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 |
|-------------------|--|--|--|---|---|
| | 解析条件 | 最確条件 | | | |
| 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05秒) | 原子炉水位低 (レベル3) 等 | 保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定 | 事態が解析上の想定より早くスクラムした場合、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 | 事態が解析上の想定より早くスクラムした場合、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 |
| | 逃がし安全弁 | 逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Leage] 367~377t/h/割 自動減圧機能付き逃がし安全弁の6割を閉することによる原子炉急速減圧 | 逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Leage] 367~377t/h/割 自動減圧機能付き逃がし安全弁の6割を閉することによる原子炉急速減圧 | 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響は大きくない。 |
| 低圧原子炉代替注水系 (常設) | 200m ³ /h (1.00MPa [Leage] において) | 200m ³ /h (1.00MPa [Leage] において) | 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 | 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることから、運転員等操作時間には与える影響はない。 | 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることから、運転員等操作時間には与える影響はない。 |
| | 120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ | 120m ³ /h以上にて原子炉格納容器内へスプレイ | 格納容器速度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定 | スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間には与える影響はない。 | スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるものの、格納容器内に蓄積される副熱熱量に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) | 格納容器圧力427kPa [Leage] における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱 | 格納容器圧力427kPa [Leage] における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱 | 格納容器フィルタベント系の設計値として設定 | 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は大きくない。 | 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は大きくない。 |

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (6/6)

| 項 H | 解析条件の不確かさ | | 条件設定の考え方 | 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 |
|---|--|--|--------------------------------------|---|---|
| | 解析条件 | 最確条件 | | | |
| 低圧代替注水系統 (常設) 代替格納容器スプレィ常設系 (常設) 格納容器圧力過がし装置等 | (原子炉注水水平線時) (2台) ・注水流量： $0\text{m}^3/\text{h} \sim 375\text{m}^3/\text{h}$ ・注水圧力： $0.0\text{MPa}[\text{GIG}] \sim 2.38\text{MPa}[\text{GIG}]$ | (原子炉注水水平線時) (2台) ・注水流量： $0\text{m}^3/\text{h} \sim 375\text{m}^3/\text{h}$ ・注水圧力： $0.0\text{MPa}[\text{GIG}] \sim 2.38\text{MPa}[\text{GIG}]$ | 設計値に注水配管の流路圧損を考慮した値として設定 | 実際の注水量が解析より多い場合 (注水後の操作として冠水維持可能な注水量に調整するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 |
| | (原子炉注水と格納容器スプレィ併用時) ・注水流量： $230\text{m}^3/\text{h}$ | (原子炉注水と格納容器スプレィ併用時) ・注水流量： $230\text{m}^3/\text{h}$ | 設計に基づき、併用時の注水圧力と系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定 | 最確条件とした場合、サブプレッシャ・プールの水位の上昇が緩和されることから、サブプレッシャ・プールの水位の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) の停止後に格納容器最高運転圧力に到達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に変わりはない。格納容器圧力の最高値は解析より高く、格納容器圧力での決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 | 最確条件とした場合でも、スプレィ流量は、格納容器圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) の停止後に格納容器最高運転圧力に到達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に変わりはない。格納容器圧力の最高値は解析より高く、格納容器圧力での決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | スプレィ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ (一定) | スプレィ流量： $102\text{m}^3/\text{h} \sim 130\text{m}^3/\text{h}$ | 格納容器周囲気温度及び圧力変動を考慮し、設定 | 実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空泡率の上昇が緩和されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び空泡率の上昇が緩和されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 |

重大事故対策に照準する機器条件

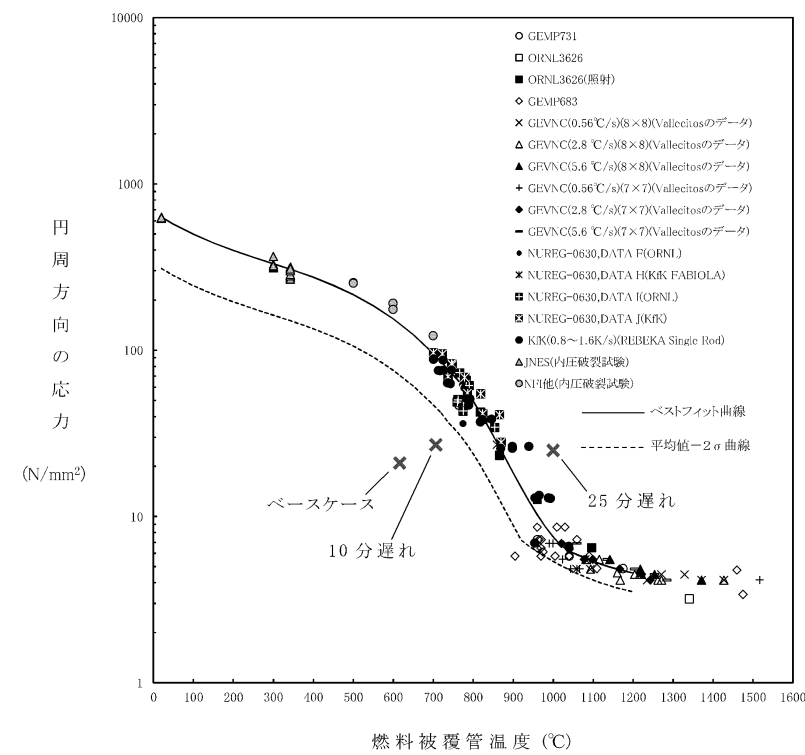
第 3 表 操作条件が要員の配置による他の操作、評価項目となるパラメータ及び操作時間余裕に与える影響 (4/4)

| 項目 | 解析上の操作開始条件 | 条件設定の考え方 | 操作不確かさ要因 | 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 | 操作時間余裕 | 訓練実績等 |
|--------------------------------------|---------------------|--|---|----------------|--------------------|--------|--|
| 代替淡水貯槽への補給操作 | 代替淡水貯槽を水源とした注水の開始時点 | 代替淡水貯槽への補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、代替淡水貯槽が枯渇しないように設定 | 代替淡水貯槽の私湯までには24時間以上の時間余裕があり、補給開始までの準備時間180分を考慮しても、十分な時間余裕がある。 | — | — | — | 代替淡水貯槽への補給は所要時間180分のところ、訓練実績等により約164分で実施可能なことを確認した。 |
| 代替淡水貯槽への補給に用いている可搬型代替注水中型ボンプへの燃料給油操作 | 代替淡水貯槽への補給開始から適宜 | 可搬型代替注水中型ボンプへの燃料給油は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、燃料が枯渇しないように設定 | 可搬型代替注水中型ボンプの燃料枯渇までには約210分の時間余裕があり、給油開始までの準備時間110分（タンクローリーへの給油90分及び可搬型代替注水中型ボンプへの給油20分）を考慮しても、十分な時間余裕がある。 | — | — | — | 可搬型代替注水中型ボンプへの燃料給油は所要時間110分のところ、訓練実績等により約98分で実施可能なことを確認した。 |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|---|---|
| | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.7</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉注水開始が遅れた場合の影響について</u> (<u>LOCA時注水機能喪失</u>)</p> <p>逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が遅れることで、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始時間が有効性評価における設定よりも遅れた場合の評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。</p> <p>なお、解析は、ベースケースと同様に放射熱伝達を保守的に取り扱うSAFERコードを使用している。</p> <p>1. <u>燃料被覆管破裂を回避可能な範囲での原子炉減圧の時間余裕</u></p> <p>逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも <u>10分及び25分</u>遅れた場合の感度解析結果を第1表に示す。</p> <p>また、燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第1図に、逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作が <u>10分</u>遅れた場合の原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化割合の推移を第2図から第5図に示す。</p> <p>第1図に示すとおり、<u>10分</u>の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管の破裂は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも <u>10分</u>程度の時間余裕は確保されている。</p> <p>2. <u>燃料被覆管に破裂が発生した場合の非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価</u></p> <p><u>炉心損傷防止対策の有効性評価においては、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないことを考慮し、燃料被覆管の破裂が発生しないことを目安としている。</u></p> <p><u>一方で、実際の炉心は線出力密度の異なる燃料棒から構成されており、線出力密度の高い一部の燃料棒のみに破裂が発生し、</u></p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.5</p> <p style="text-align: center;"><u>減圧・注水操作の時間余裕について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能が喪失することから、逃がし安全弁を用いた急速減圧及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を実施することとしている。</p> <p>ここでは、逃がし安全弁を用いた原子炉急速減圧操作が遅れ、事象発生 <u>35分後(遅れ時間5分)</u>に開始した場合の影響について評価した。なお、解析は、ベースケースと同様に放射熱伝達を保守的に取り扱うSAFERコードを使用している。</p> <p>自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも <u>5分</u>遅れた場合の感度解析結果を表1に示す。</p> <p>また、燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1に、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が <u>5分</u>遅れた場合の原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化割合の推移を図2から図5に示す。</p> <p>図1に示すとおり、<u>5分</u>の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管破裂は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも <u>5分</u>程度の時間余裕は確保されている。</p> | <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>ベースケースの破断面積の設定が異なることによる、減圧操作の余裕時間の相違、</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料 2.1.4「減圧・注水操作</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|--------------|--|
| | <p><u>その他の燃料棒には破裂が発生しない場合もある。一部の燃料棒に破裂が発生しても、炉心全体に対する破裂割合が低い場合には、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量が評価項目である 5mSv 以下となることが考えられる。よって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも 25 分遅れ、線出力密度の高い一部の燃料棒に破裂が発生するとした場合の非居住区域境界及び敷地境界における実効線量を評価した。具体的には、燃料棒線出力密度の違いによる燃料被覆管の破裂発生の有無を解析により確認し、許認可で想定する代表的な 9 × 9 燃料（A 型）平衡炉心において、破裂が発生する燃料棒線出力密度を超える燃料棒本数から炉心全体に対する燃料棒の破裂発生割合を設定し、この破裂発生割合を考慮した非居住区域境界及び敷地境界での実効線量を評価した。評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。</u></p> <p><u>評価の結果、25 分の減圧操作遅れを仮定した場合には、燃料棒線出力密度が約 36.1kW/m を超える燃料棒に破裂が発生し、その割合は全燃料棒の約 0.2% となる。これを踏まえて、実効線量の評価においては、保守的に全燃料棒の 1% に破裂が発生するものとする、非居住区域境界及び敷地境界での実効線量の最大値は約 4.4mSv となり、評価項目である 5mSv を下回る。なお、この場合には、格納容器内空間線量率がドライウエルで最大約 4.8×10^3 Gy/h、サプレッション・チェンバで最大約 4.3×10^4 Gy/h となり、炉心損傷後の運転操作へ移行する判断基準を上回る。</u></p> | | <p>が遅れる場合の影響について（高圧・低圧注水機能喪失）」に記載している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備 考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---|--------------------|-----------|-----------|-----|-------|------|-----|---------|-----|-----------|------|-----------------------------|-----------------|--------------|--------------------------|-----------------|--------------|---|--------------------|-----------|------------|----|-------|------|---|
| | <p data-bbox="973 254 1679 285"><u>第1表 減圧遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響</u></p> <table border="1" data-bbox="952 348 1700 457"> <thead> <tr> <th>ベースケースの減圧時間からの遅れ時間</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> <th>燃料被覆管の酸化量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10分</td> <td>約706℃</td> <td>1%以下</td> </tr> <tr> <td>25分</td> <td>約1,000℃</td> <td>約5%</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1026 615 1629 688"><u>第2表 燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合 (遅れ時間 25分)</u></p> <div data-bbox="952 701 1694 1224" style="border: 1px solid black; height: 249px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="973 1287 1679 1360"><u>第3表 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価結果 (遅れ時間 25分)</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1392 1670 1522"> <thead> <tr> <th>使用するベント設備</th> <th>実効線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器圧力逃がし装置による ドライウェルベント</td> <td>非居住区域境界：約1.1mSv</td> </tr> <tr> <td>敷地境界：約2.8mSv</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント系による ドライウェルベント</td> <td>非居住区域境界：約4.4mSv</td> </tr> <tr> <td>敷地境界：約4.4mSv</td> </tr> </tbody> </table> | ベースケースの減圧時間からの遅れ時間 | 燃料被覆管最高温度 | 燃料被覆管の酸化量 | 10分 | 約706℃ | 1%以下 | 25分 | 約1,000℃ | 約5% | 使用するベント設備 | 実効線量 | 格納容器圧力逃がし装置による ドライウェルベント | 非居住区域境界：約1.1mSv | 敷地境界：約2.8mSv | 耐圧強化ベント系による ドライウェルベント | 非居住区域境界：約4.4mSv | 敷地境界：約4.4mSv | <p data-bbox="1739 254 2496 327"><u>表1 減圧・注水操作遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響</u></p> <table border="1" data-bbox="1748 348 2487 422"> <thead> <tr> <th>ベースケースの減圧操作からの遅れ時間</th> <th>燃料被覆管最高温度</th> <th>燃料被覆管の酸化割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5分</td> <td>約842℃</td> <td>1%以下</td> </tr> </tbody> </table> | ベースケースの減圧操作からの遅れ時間 | 燃料被覆管最高温度 | 燃料被覆管の酸化割合 | 5分 | 約842℃ | 1%以下 | <p data-bbox="2534 254 2742 327">・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 615 2742 688">・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p data-bbox="2534 705 2807 1094">島根2号炉は、減圧・注水操作が遅れて、燃料被覆管が破裂した場合の評価を添付資料2.1.4「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高圧・低圧注水機能喪失)」に記載している。</p> |
| ベースケースの減圧時間からの遅れ時間 | 燃料被覆管最高温度 | 燃料被覆管の酸化量 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 10分 | 約706℃ | 1%以下 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 25分 | 約1,000℃ | 約5% | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 使用するベント設備 | 実効線量 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による ドライウェルベント | 非居住区域境界：約1.1mSv | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 敷地境界：約2.8mSv | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 耐圧強化ベント系による ドライウェルベント | 非居住区域境界：約4.4mSv | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 敷地境界：約4.4mSv | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ベースケースの減圧操作からの遅れ時間 | 燃料被覆管最高温度 | 燃料被覆管の酸化割合 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 5分 | 約842℃ | 1%以下 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |



第1図 燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の
円周方向の応力※の関係

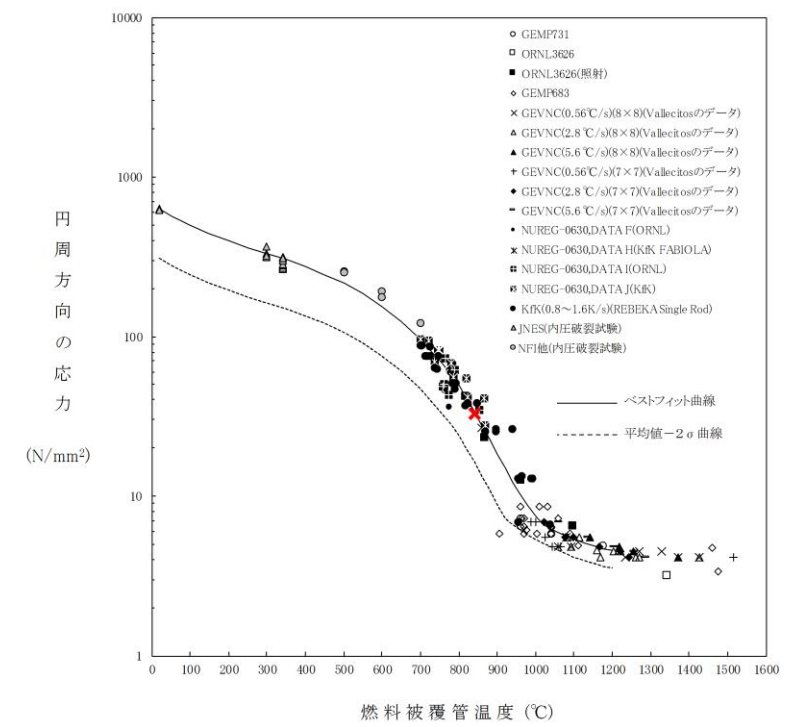
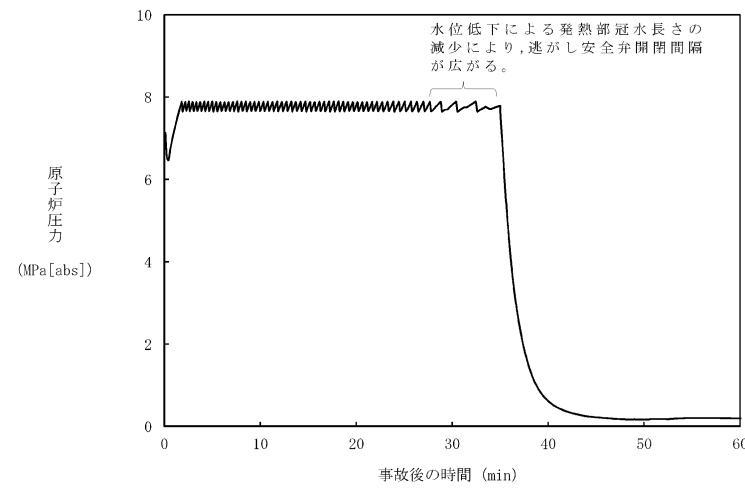


図1 燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の
円周方向の応力の関係

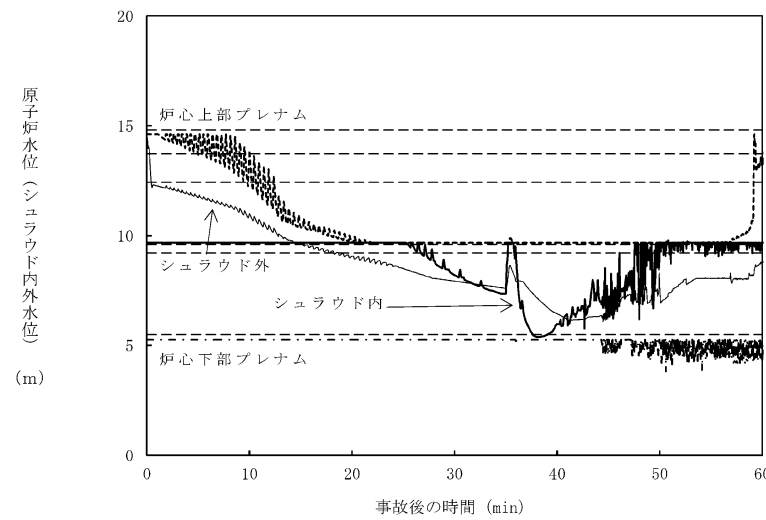
・解析結果の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備 考 |
|-------------------------------------|--|--------------|--|
| | <p>※ <u>燃料被覆管の円周方向の応力算出方法について</u></p> <p>燃料被覆管の破裂については、S A F E Rの解析結果である燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係から判定する。</p> <p>燃料被覆管の円周方向応力σについては、次式により求められる。</p> $\sigma = \frac{D}{2t}(P_{in} - P_{out})$ <p>ここで、</p> <p>D : 燃料被覆管内径 t : 燃料被覆管厚さ P_{in} : 燃料被覆管内側にかかる圧力 P_{out} : 燃料被覆管外側にかかる圧力 (=原子炉圧力)</p> <p>である。</p> <p>燃料被覆管内側にかかる圧力P_{in}は、燃料プレナム部とギャップ部の温度及び体積より、次式で計算される。</p> $P_{in} = \left(\frac{\frac{V_p T_F}{V_F T_p}}{1 + \frac{V_p T_F}{V_F T_p}} \right) \frac{NRT_p}{V_p}$ <p>ここで、</p> <p>V : 体積 添字_p : 燃料プレナム部 T : 温度 _F : ギャップ部 N : ガスモル数 R : ガス定数</p> <p>である。</p> <p>燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係図に示される実験は、L O C A条件下での燃料棒の膨れ破裂挙動を把握することが目的であり、燃料被覆管内にガスを封入して圧力をかけた状態で加熱することによりL O C A条件を模擬している。このため、これらの実験ではペレット-被覆管の接触圧を考慮していない。</p> <p>また、燃料被覆管内側にかかる圧力のうち、ペレット-被覆管の接触圧は、設計用出力履歴において最大線出力密度を維持</p> | | <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料被覆管の円周方向の応力算出方法を添付資料2.1.4「減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高圧・低圧注水機能喪失)」に記載している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備 考 |
|-------------------------------------|---|--------------|-----|
| | <p>する最大燃焼度，すなわち燃料被覆管温度評価を最も厳しくする燃焼度の時に運転中の最大値を取るものの，スクラムによる出力低下に伴って接触圧は緩和される。このため，燃料被覆管内側にかかる圧力にペレット-被覆管の接触圧を考慮しない。</p> | | |



第2図 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 10分)



第3図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 10分)

※ シュラウド内外水位はボイドを含む場合は、二相水位を示している。

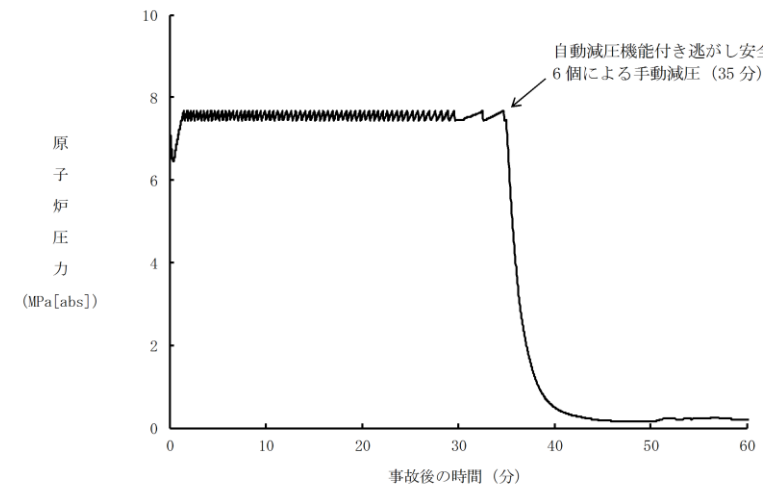


図2 原子炉圧力の推移 (遅れ時間 5分)

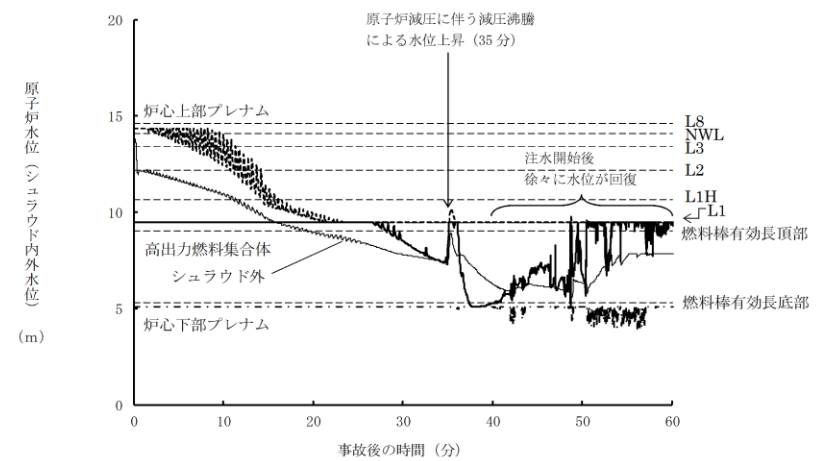
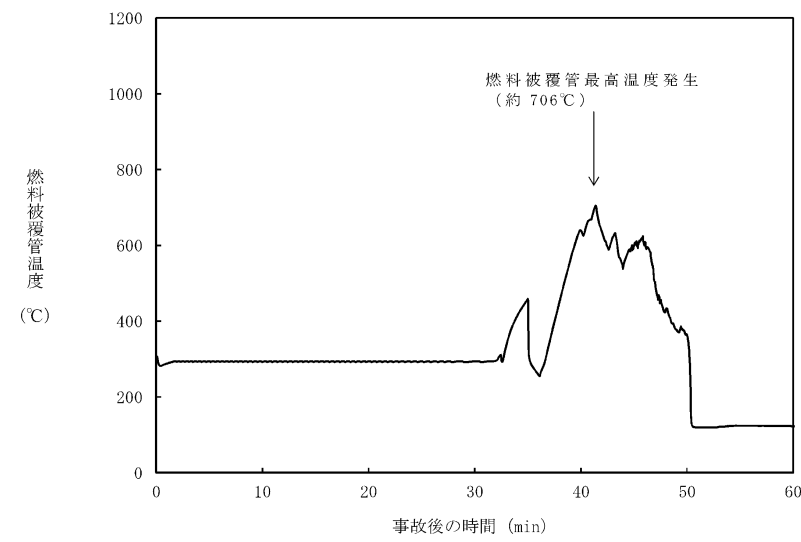
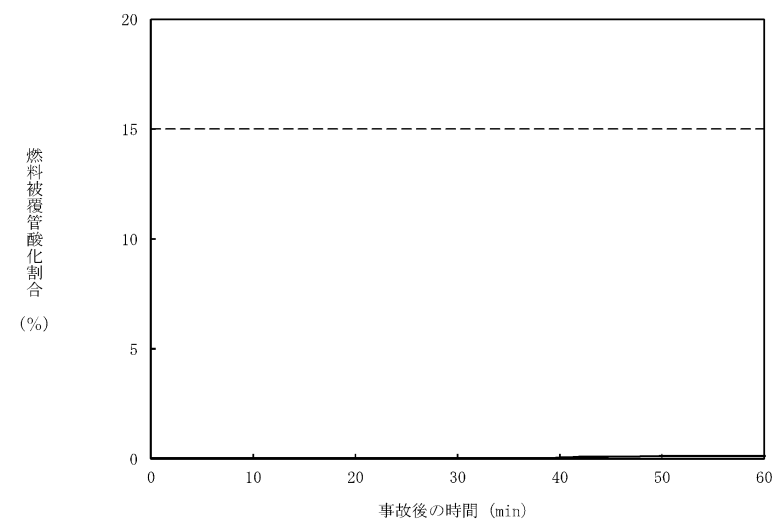


図3 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (遅れ時間 5分)

・解析結果の相違
【東海第二】



第4図 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 10分)



第5図 燃料被覆管酸化割合の推移 (遅れ時間 10分)

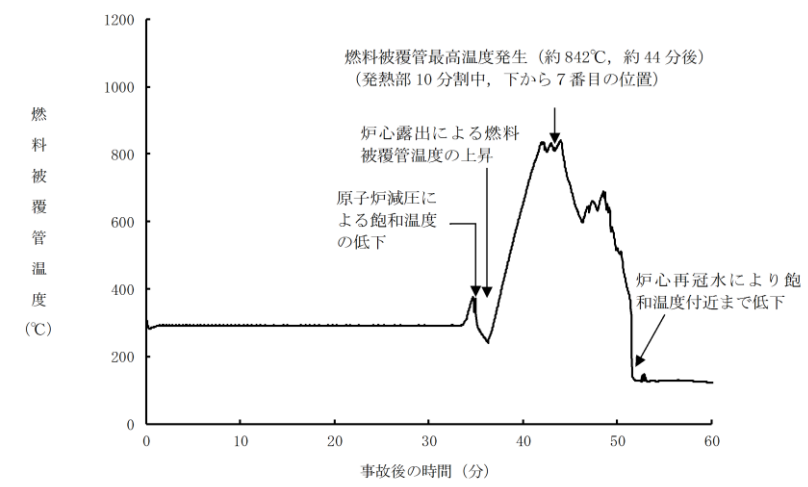


図4 燃料被覆管温度の推移 (遅れ時間 5分)

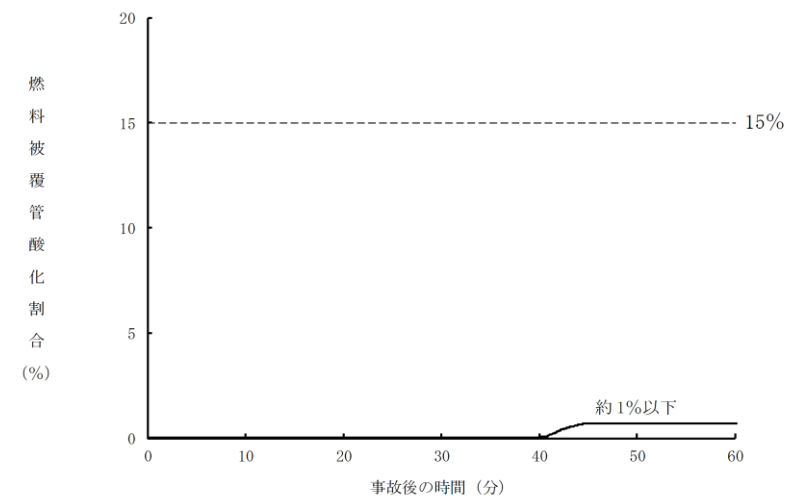
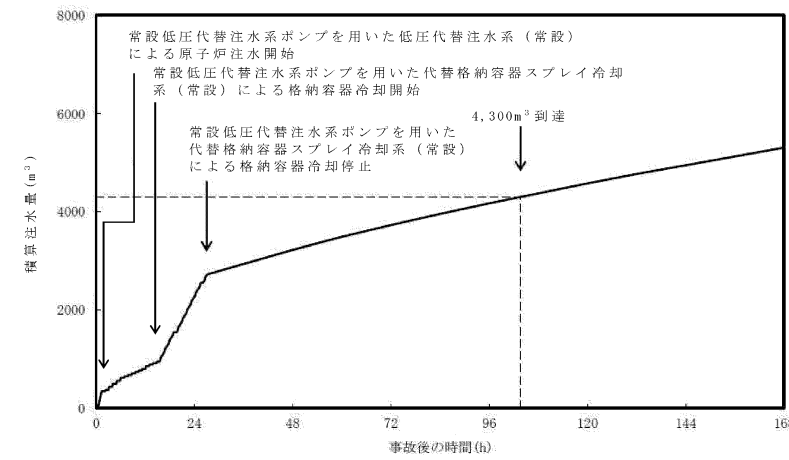


図5 燃料被覆管酸化割合の推移 (遅れ時間 5分)

・解析結果の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|--|
| <p>添付資料 2.6.5</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>○水源 復水貯蔵槽水量：約1,700m³ 淡水貯水池：約18,000m³</p> <p>○水使用パターン ①低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 事象発生後に原子炉冠水までは定格流量で注水する。 冠水後は、原子炉水位高 (レベル8) ~原子炉水位低 (レベル3) の範囲で注水する (約110m³/h)。 ②代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による代替格納容器スプレイ 格納容器圧力が0.18MPa [gauge]到達後に開始し、 原子炉水位高 (レベル8) ~原子炉水位低 (レベル3) までの間、代替格納容器スプレイを実施する (140m³/h)。 ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送 事象発生12時間後から可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 4台を用いて130m³/hで淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。</p> <p>○時間評価 (右上図) 事象発生12時間までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び代替格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器ベントと同時に格納容器スプレイを停止し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、6号及び7号炉のそれぞれで約5,400m³必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、約10,800m³必要となる。各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p> | <p>添付資料2.6.8</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>1. 水源に関する評価</p> <p>① 淡水源 (有効水量)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽：約4,300 m³ ・西側淡水貯水設備：約4,300 m³ <p>2. 水使用パターン</p> <p>① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水事象発生25分後、定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。 炉心冠水後は、原子炉水位高 (レベル8) 設定点から原子炉水位低 (レベル3) 設定点の範囲で注水する。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却格納容器圧力が0.279 MPa [gauge]に到達する事象発生約16 時間後、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。 サプレッション・プール水位が通常水位+ 6.5 mに到達後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。</p> <p>③ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給準備が完了後、西側淡水貯水設備の水を代替淡水貯槽へ補給する。</p> <p>3. 時間評価 原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事象発生約 360 分時点で代替淡水貯槽は枯渇していない。その後、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を実施するため、代替淡水貯槽は枯渇することがない。</p> | <p>添付資料 2.6.6</p> <p>7 日間における水源の対応について (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>○水源 低圧原子炉代替注水貯槽：約740m³ 輪谷貯水槽 (西) ※：約7,000m³ ※設置許可基準規則 56 条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>○水使用パターン ①低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水 事象発生後、炉心冠水まで最大流量 (250m³/h) で注水する。 炉心冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。 ②輪谷貯水槽 (西) から低圧原子炉代替注水貯槽への移送 事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m³/hで低圧原子炉代替注水貯槽へ移送する。 ③格納容器代替注水系 (可搬型) による格納容器スプレイ 事象発生21 時間後から格納容器圧力に応じ、120m³/hで間欠運転を実施。</p> <p>○時間評価 (右上図) 事象発生後2時間30分までは低圧原子炉代替注水貯槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水貯槽水量は減少する。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水貯槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生21時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水貯槽への移送を一旦停止するが、格納容器スプレイは間欠運転であるため、格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水貯槽への移送を再開し、以降安定して冷却が可能である。</p> <p>○水源評価結果 時間評価の結果から低圧原子炉代替注水貯槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約3,400m³必要となる。低圧原子炉代替注水貯槽に約740m³及び輪谷貯水槽 (西) に約7,000m³の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。</p> | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 <p>島根 2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</p> |



第1 図 外部水源による積算注水量（LOCA時注水機能喪失）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から代替淡水貯槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、合計約5,320m³の水が必要となる。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備に合計約8,600m³の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

プラント状況：6号炉及び7号炉運転中、1～5号炉停止中。
 事象：LOCA時注水機能喪失は6号炉及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。
 なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、5号炉原子炉内緊急時対応用可搬型電源設備等、プラントに備わった設備は対象とする。

| 炉号 | 時系列 | | 判定 |
|-----|---|--|--|
| | 7日間の軽油消費量 | 7日間の軽油消費量 | |
| 7号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | 可搬型代替注水ポンプ (A～C級) 21L/h×24h×7日×4台=14,112L | 7日間の軽油消費量は約768kLであり、7日間対応可能。 |
| 6号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | 可搬型代替注水ポンプ (A～C級) 21L/h×24h×7日×4台=14,112L | 6号炉軽油タンク容量は約1,029kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| 1号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 1号炉軽油タンク容量は約652kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| 2号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 2号炉軽油タンク容量は約652kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| 3号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 3号炉軽油タンク容量は約652kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| 4号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 4号炉軽油タンク容量は約652kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| 5号炉 | 事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 5号炉軽油タンク容量は約652kL (55%)であり、7日間対応可能。 |
| その他 | 5号炉原子炉建屋内部緊急時対応用可搬型電源設備 1台起動。 45L/h×24h×7日×1台=7,560L ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) | | 1～7号炉軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンク (容量約591kL) (合計)は約591kLであり、7日間対応可能。 |

添付資料 2.6.6

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。
 ※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。
 ※3 保安規定に基づく数量。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

添付資料 2.6.9

添付資料 2.6.7

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

| 時系列 | 合計 | 判定 |
|--|--------------------|---|
| 非常用ディーゼル発電機 2台起動 ^{※1} (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) =約 484.0kL | 7日間の軽油消費量約 755.5kL | 軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能 |
| 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動 ^{※2} (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 775.6L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) =約 130.3kL | | |
| 常設代替高圧電源装置 2台起動 ^{※3} (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2台 (運転台数) =約 141.2kL | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ 1台起動 (西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給) 35.7L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) =約 6.0kL | 7日間の軽油消費量約 6.0kL | 可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kLであり、7日間対応可能 |
| 緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1台 (運転台数) =約 70.0kL | 7日間の軽油消費量約 70.0kL | 緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kLであり、7日間の対応可能 |

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。
 ※2 事故収束に必要なではないが、保守的に起動を仮定した。
 ※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮定した。

7日間における燃料の対応について (LOCA時注水機能喪失)

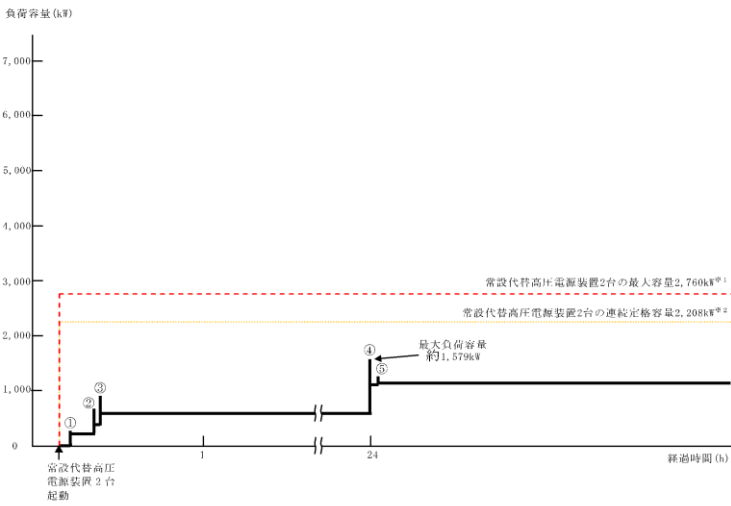
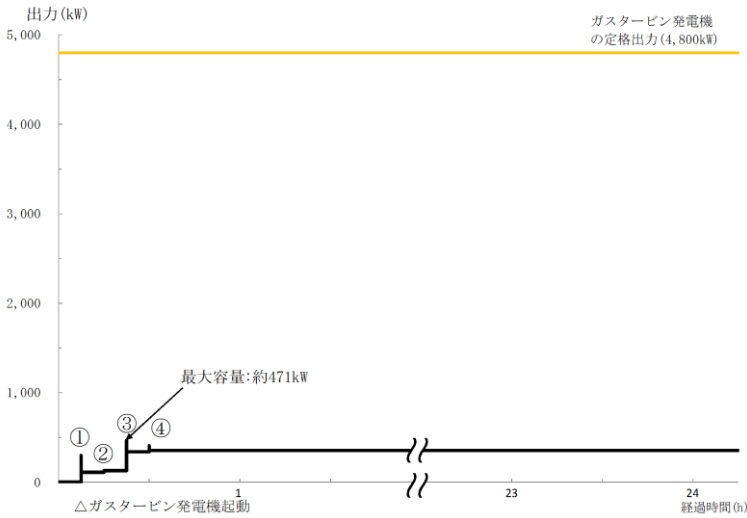
保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

| 時系列 | 合計 | 判定 |
|--|------------------|---------------------------------------|
| 非常用ディーゼル発電機 2台起動 ^{※1} (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,618m³/h×24h×7日×2台=543,648m³ | 7日間の軽油消費量約 700m³ | ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は約 730m³であり、7日間対応可能 |
| 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0,927m³/h×24h×7日×1台=155,736m³ | | |
| ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2,09m³/h×24h×7日×1台=351,12m³ | 7日間の軽油消費量約 363m³ | ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m³であり、7日間対応可能 |
| 大量送水車 1台起動 0,0652m³/h×24h×7日×1台=10,9536m³ | | |
| 緊急時対策用発電機 1台 0,0469 m³/h×24h×7日×1台=7,8792m³ | 7日間の軽油消費量約 8m³ | 緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約 45m³であり、7日間対応可能 |

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------|---|--------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|---|---|-------------|------|------|---|--------------|------|------|------|---|--------------|------|------|------|---|----------------------|------------|--------|--------|---|---------------|-----|--------|--------|--|------|------|-----------|-------------------|-----------------|---|---------------|------|------|------|---|---------------------|-----|------|------|---|--------------|------|------|------|---|-------------------|-----|------|------|---|
| 資料なし | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.10</p> <p style="text-align: center;">常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>主要負荷リスト 【電源設備：常設代替高压電源装置】</p> <table border="1" data-bbox="952 472 1691 682"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器名称</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の連続最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷</td> <td>約120 約97</td> <td>約245</td> <td>約217</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約702</td> <td>約407</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>約190</td> <td>約892</td> <td>約597</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>緊急用海水ポンプ その他必要な負荷</td> <td>約510 約4</td> <td>約1,579</td> <td>約1,111</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>約30</td> <td>約1,220</td> <td>約1,141</td> </tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ</p> <p>※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量) ※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)</p> | 起動順序 | 主要機器名称 | 負荷容量 (kW) | 負荷起動時の最大負荷容量 (kW) | 定常時の連続最大負荷容量 (kW) | ① | 緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷 | 約120 約97 | 約245 | 約217 | ② | 常設低圧代替注水系ポンプ | 約190 | 約702 | 約407 | ③ | 常設低圧代替注水系ポンプ | 約190 | 約892 | 約597 | ④ | 緊急用海水ポンプ その他必要な負荷 | 約510 約4 | 約1,579 | 約1,111 | ⑤ | 代替燃料プール冷却系ポンプ | 約30 | 約1,220 | 約1,141 | <p style="text-align: right;">添付資料 2.6.8</p> <p style="text-align: center;">常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>主要負荷リスト 電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW</p> <table border="1" data-bbox="1742 535 2490 756"> <thead> <tr> <th>起動順序</th> <th>主要機器</th> <th>負荷容量 (kW)</th> <th>負荷起動時の最大負荷容量 (kW)</th> <th>定常時の最大負荷容量 (kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>ガスタービン発電機付帯設備</td> <td>約111</td> <td>約300</td> <td>約111</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)</td> <td>約18</td> <td>約129</td> <td>約129</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ</td> <td>約210</td> <td>約471</td> <td>約339</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>低圧原子炉代替注水設備非常用送風機</td> <td>約15</td> <td>約409</td> <td>約354</td> </tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ</p> | 起動順序 | 主要機器 | 負荷容量 (kW) | 負荷起動時の最大負荷容量 (kW) | 定常時の最大負荷容量 (kW) | ① | ガスタービン発電機付帯設備 | 約111 | 約300 | 約111 | ② | 代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷) | 約18 | 約129 | 約129 | ③ | 低圧原子炉代替注水ポンプ | 約210 | 約471 | 約339 | ④ | 低圧原子炉代替注水設備非常用送風機 | 約15 | 約409 | 約354 | <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>常設代替電源設備から電源供給する負荷が異なる。</p> |
| 起動順序 | 主要機器名称 | 負荷容量 (kW) | 負荷起動時の最大負荷容量 (kW) | 定常時の連続最大負荷容量 (kW) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ① | 緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷 | 約120 約97 | 約245 | 約217 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ② | 常設低圧代替注水系ポンプ | 約190 | 約702 | 約407 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ③ | 常設低圧代替注水系ポンプ | 約190 | 約892 | 約597 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ④ | 緊急用海水ポンプ その他必要な負荷 | 約510 約4 | 約1,579 | 約1,111 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ⑤ | 代替燃料プール冷却系ポンプ | 約30 | 約1,220 | 約1,141 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 起動順序 | 主要機器 | 負荷容量 (kW) | 負荷起動時の最大負荷容量 (kW) | 定常時の最大負荷容量 (kW) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ① | ガスタービン発電機付帯設備 | 約111 | 約300 | 約111 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ② | 代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷) | 約18 | 約129 | 約129 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ③ | 低圧原子炉代替注水ポンプ | 約210 | 約471 | 約339 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ④ | 低圧原子炉代替注水設備非常用送風機 | 約15 | 約409 | 約354 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|--|
| <p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」において, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「インターフェイスシステムLOCA」(インターフェイスシステムLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>が発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>に対する重大事故等対処設備及び<u>インターフェイスシステムLOCA</u>の発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, <u>インターフェイスシステムLOCA</u>が生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によって原</p> | <p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (以下「格納容器バイパス (ISLOCA)」という。)」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「<u>インターフェイスシステムLOCA (以下「ISLOCA」という。)</u>」(ISLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (ISLOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, ISLOCAが発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, ISLOCAに対する重大事故等対処設備及びISLOCAの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によって原子炉を減圧すること</p> | <p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」において, <u>炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは</u>, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「<u>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (以下, 「ISLOCA」という。)</u>」(ISLOCAの発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (ISLOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, ISLOCAが発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, <u>ISLOCAに対する重大事故等対処設備及びISLOCAの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</u></p> <p><u>ここで, ISLOCAが生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。</u></p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り, また, 逃がし安全弁によ</p> | <p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は, ISLOCA発生下において, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|---|
| <p>子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びインターフェイスシステムLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心注水系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7.1図から第2.7.3図に、手順の概要を第2.7.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計20名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名である。必要な要員と作業項目について第2.7.5図に示す。</p> <p>a. <u>インターフェイスシステムLOCA発生</u></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p> | <p>による原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（ISLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持することで低圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7-1図に、手順の概要を第2.7-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7-1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）12名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名、運転操作対応を行うための当直運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員1名である。必要な要員と作業項目について第2.7-3図に示す。</p> <p>a. ISLOCA発生</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p> | <p>て原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（ISLOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7.1-1(1)図及び第2.7.1-1(3)図に、手順の概要を第2.7.1-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.7.1-1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転操作対応を行う運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は5名である。必要な要員と作業項目について第2.7.1-3図に示す。</p> <p>a. ISLOCA発生</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の</p> | <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員10名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|---|---|
| <p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域モニタ等</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位、原子炉隔離時冷却系系統流量等</u>である。</p> | <p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>ISLOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装等</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)、原子炉隔離時冷却系系統流量等</u>である。</p> | <p>うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>ISLOCA</u>が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、<u>原子炉建物ブローアウトパネル</u>が開放する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装</u>である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し、<u>原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系が自動起動する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>各ポンプの出口流量等</u>である。</p> | <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、中性子源領域計装(SRM)及び中間領域計装(IRM)、柏崎6/7，東海第二は起動領域計装(SRNM)を採用している。柏崎6/7，東海第二は、運転時挿入されているSRNMにより確認が可能な設備として、等を記載しているが、島根2号炉は、SRM及びIRMが運転時引き抜きのため、平均出力領域計装(APRM)により確認することとしている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系起動後も原子炉水位は低下を継続。また、水位低下に伴い、高圧炉心スプレイ系が自動起動する。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|--|
| <p>d. <u>インターフェイスシステム LOCA</u> 発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し、<u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、<u>インターフェイスシステム LOCA</u> が発生したことを確認する。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA</u> の発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>、<u>格納容器内圧力</u>、<u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であればエリア放射線モニタ、床漏えい警報、<u>火災報知器動作</u>等により<u>原子炉建屋内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>高圧炉心注水系</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>高圧炉心注水系</u>の隔離操作を実施するが、<u>高圧炉心注入隔離弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>高圧炉心注水系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び原子炉圧力</u>である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>高圧炉心注水系</u>の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. <u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水</p> | <p>d. ISLOCA発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、<u>格納容器雰囲気温度及び格納容器圧力の上昇がないことから格納容器外での漏えい事象</u>であることを確認し、<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。</p> <p>ISLOCAの発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>ドライウェル圧力</u>、<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であれば<u>原子炉建屋内空間線量率</u>、<u>区画浸水警報</u>、<u>火災警報</u>等により<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>残留熱除去系</u>の隔離操作を実施するが、<u>残留熱除去系注水弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>残留熱除去系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）及び<u>原子炉圧力</u>である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の隔離が失敗するため、<u>原子炉急速減圧の準備として、中央制御室からの遠隔操作により低圧炉心スプレイ系を起動する。</u></p> <p><u>原子炉急速減圧の準備が完了後、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水</p> <p><u>外部水源にて注水可能な系統として中央制御室からの遠隔操作により低圧代替注水系（常設）を起動する。</u></p> | <p>d. ISLOCA発生確認</p> <p>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、<u>格納容器温度</u>、<u>格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象</u>であることを確認し、<u>残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇</u>（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。</p> <p>ISLOCAの発生を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>ドライウェル圧力（SA）</u>、<u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u>等である。</p> <p>なお、監視可能であれば<u>エリア放射線モニタ</u>、<u>床漏えい警報</u>、<u>火災警報</u>等により<u>原子炉棟内</u>の状況を参考情報として得ることが可能である。</p> <p>e. 中央制御室での<u>残留熱除去系</u>隔離失敗</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により<u>残留熱除去系</u>の隔離操作を実施するが、<u>残留熱除去系注水弁</u>の閉操作に失敗する。</p> <p><u>残留熱除去系</u>の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位</u>（広帯域）、<u>原子炉圧力（SA）</u>等である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉圧力（SA）及び原子炉圧力</u>である。</p> <p>g. <u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水</p> | <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。 【東海第二】 東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|---|
| <p><u>原子炉急速減圧操作により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル 1.5)で健全側の高圧炉心注水系が自動起動する。</u></p> <p><u>高圧炉心注水系の自動起動を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量である。</u></p> <p>原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>高圧炉心注水系ノズル部以下</u>で維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量</u>である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧により<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 35℃を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。</u></p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等</u>である。</p> <p>i. <u>現場操作での高圧炉心注水系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>高圧炉心注水注入隔離弁</u>の全閉操作を実施し、<u>高圧炉心注水系</u>を隔離する。</p> | <p><u>原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧代替注水系(常設)の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)等</u>である。</p> <p>原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>原子炉水位異常低下(レベル2)以上</u>で低めに維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)及び低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)</u>である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧によりサブプレッション・プール水温度が<u>32℃に到達した時点で、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)の運転を開始する。</u></p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度等</u>である。</p> <p>i. <u>現場操作での残留熱除去系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>残留熱除去系注水弁</u>の全閉操作を実施し、<u>残留熱除去系</u>を隔離する。</p> | <p>原子炉急速減圧後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は<u>原子炉水位低(レベル2)以上</u>で低めに維持する。</p> <p>原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位(広帯域)、高圧炉心スプレイポンプ出口流量等</u>である。</p> <p>h. <u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード) 運転</u></p> <p>原子炉急速減圧によりサブプレッション・プール水温度が<u>35℃を超えた時点で、健全側の残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)の運転を開始する。</u></p> <p><u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード) 運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度(SA)等</u>である。</p> <p>i. <u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 運転</u></p> <p><u>破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。</u></p> <p><u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等</u>である。</p> <p>j. <u>現場操作での残留熱除去系隔離操作</u></p> <p>破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により<u>残留熱除去系注水弁</u>の全閉操作を実施し、<u>残留熱除去系</u>を隔離する。</p> | <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉水位低下により自動起動している高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を継続。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 原子炉水位低下時の目標水位の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 除熱開始温度の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、現場隔離操作等のアクセスを考慮し、原子炉棟内の環境緩和のために、S/P 冷却モードから原子炉停止時冷却モードへの切替操作を行う。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|--|
| <p>高圧炉心注水系の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位</u>である。</p> <p>i. <u>高圧炉心注水系</u>隔離後の水位維持 高圧炉心注水系の隔離が成功した後は、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は、<u>残留熱除去系</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>インターフェイスシステム LOCA</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、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）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p> | <p>残留熱除去系の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）</u>である。</p> <p>j. <u>残留熱除去系</u>隔離後の水位維持 残留熱除去系の隔離が成功した後は、<u>低圧炉心スプレイ系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）及び低圧炉心スプレイ系系統流量</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却は、<u>低圧炉心スプレイ系による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>I S L O C A</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p> | <p><u>残留熱除去系</u>の隔離を確認するための計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）等</u>である。</p> <p>k. <u>残留熱除去系</u>隔離後の水位維持 残留熱除去系の隔離が成功した後は、<u>高圧炉心スプレイ系</u>により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。 原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、<u>原子炉水位（広帯域）、高圧炉心スプレイポンプ出口流量等</u>である。</p> <p>以降、炉心冷却及び<u>原子炉格納容器除熱</u>は、<u>残留熱除去系</u>により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された 2 個の隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで、低圧設計部分が過圧される「<u>I S L O C A</u>」である。 本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、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）が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。 また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範</p> | <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二は、炉心冷却と格納容器除熱を実施する系統が異なる。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|--|---|
| <p>困として、本重要事故シーケンスにおける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評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生する可能性が最も高い<u>高圧炉心注水系の吸込配管</u>とする（<u>原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の注水ライン</u>については、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が3個であり、<u>高圧炉心注水系の吸込配管</u>に比べて<u>インターフェイスシステム LOCA</u>の発生頻度は低くなる）。</p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>1cm²を超えないことを確認しているが、保守的に10cm²とする。</u> (添付資料2.7.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>インターフェイスシステム LOCA</u>が発生した側の<u>高圧炉心注水系</u>が機能喪失するものとする。</p> | <p>困として、本重要事故シーケンスにおける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評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7-2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>開閉試験時に隔離弁1個にて隔離状態を維持する系統*のうち、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所の中で最も大きなシール構造を有する残留熱除去系の熱交換器フランジ部</u>とする。</p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>系統に破断が発生しないことを確認しているが、保守的に約21cm²とする。</u></p> <p>※ 具体的には、<u>低圧炉心スプレイ系並びに残留熱除去系A系、B系及びC系をいう。このうち、残留熱除去系A系及びB系が熱交換器を有する系統である。</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>ISLOCA</u>が発生した<u>残留熱除去系B系</u>が機能喪失するものとする。 <u>また、原子炉冷却材の漏えいにより残留熱除去系B系が設置されている原子炉建屋西側は高温多湿となるため、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧</u></p> | <p>困として、本重要事故シーケンスにおける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評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、<u>ISLOCA</u>が発生する可能性が最も高い<u>残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管</u>とする（<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注水ライン</u>についても原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であるが、<u>運転中定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮した発生確率の観点から、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管に比べてISLOCAの発生頻度は低くなる。</u>）</p> <p>破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、<u>保守的に以下を設定する。</u> (i) <u>残留熱除去系熱交換器フランジ部（破断面積16cm²）</u> (ii) <u>残留熱除去系機器等（破断面積1cm²）</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>ISLOCA</u>が発生した側の<u>残留熱除去系</u>が機能喪失するものとする。</p> | <p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7，東海第二】 破断想定箇所の相違。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、区分分離等により期待している機器への影響はない。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|---|
| <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、<u>給復水系による給水がなく</u>、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプ・トリップに伴う炉心流量急減信号</u>によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、<u>182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</u>の流量で注水するものとする。</p> | <p><u>炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系も事象発生と同時に機能喪失するものとする。</u></p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等<u>及び常設代替交流電源設備</u>によって給電を行うものとする。</p> <p>また、原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号にて発生し、再循環系ポンプトリップは、原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて発生するものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位異常低下（レベル2）で自動起動し、<u>136.7m³/h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage] において)</u>の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 低圧炉心スプレイ系 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、1,419m³/h (0.84MPa [dif] において) (最大1,561m³/h) の流量で注水するものとする。ISLOCA発生時は</u></p> | <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、<u>給水・復水系による給水がなく</u>、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。</p> <p>また、<u>原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号にて発生し、再循環系ポンプトリップは、原子炉水位低（レベル2）信号にて発生するものとする。</u></p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、<u>91m³/h (8.21~0.74MPa[dif]において)</u>の流量で注水するものとする。</p> | <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 東海第二は、外部電源がない場合には緊急用母線は常設代替高圧電源装置から受電されるため、本電源装置も記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号は、事象進展に対する影響を考慮し外部電源がある場合を包含する条件を設定。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|---|
| <p>(c) <u>高圧炉心注水系</u> 高圧炉心注水系が原子炉水位低 (レベル 1.5) で自動起動し、<u>727m³/h (0.69MPa[dif])</u>においての流量で注水するものとする。</p> <p>(d) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、インターフェイスシステム LOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から 15 分後に開始するものとする。</u></p> | <p><u>隔離成功までの期間において外部水源による注水を優先するため、原子炉減圧後に低圧代替注水系 (常設) による注水が開始し原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで回復した後に注水を停止するものとし、隔離成功後に注水を再開するものとする。</u></p> <p>(d) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧後に、最大 378m³/h の流量で注水するものとする。 I S L O C A 発生時は隔離成功までの期間において、漏えい抑制のために原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル 2) 以上で可能な限り低めに維持することから、評価上は、漏えい量を厳しくする観点で原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持するものとし、隔離成功後に注水を停止するものとする。</u></p> <p>(e) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) (7 個)</u> を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、 I S L O C A の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間並びに低圧炉心スプレイ系及び逃がし安全弁 (自動減圧機能) の操作時間を考慮して事象発生から 15 分後に開始するものとする。</u></p> | <p>(c) <u>高圧炉心スプレイ系</u> 高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低 (レベル 1 H) で自動起動し、<u>318~1,050 m³/h (8.14~1.38MPa[dif])</u>においての流量で注水するものとする。</p> <p>(d) <u>逃がし安全弁</u> 原子炉減圧には<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個)</u> を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、 I S L O C A の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から 30 分後に開始するものとする。</u></p> | <p>水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 急速減圧に必要な逃がし安全弁操作個数の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|---|
| <p>(b) <u>高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、インターフェースシステムLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</u> (添付資料2.7.1)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7.6図から第2.7.11図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移を第2.7.12図から第2.7.15図に示す。</p> <p>※1 シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。<u>6号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド外を計測している。</u></p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、<u>炉心流量急減信号</u>が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>再循環ポンプについては、<u>外部電源喪失により、事象発生とともに10台全てがトリップする。</u></p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p> | <p>る。</p> <p>(b) <u>残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、ISLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から約3時間後に開始するものとし、現場移動、操作等に要する時間を考慮して事象発生の5時間後に完了するものとする。</u></p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7-4図から第2.7-9図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率及び破断流量の推移を第2.7-10図から第2.7-13図に示す。</p> <p>※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる<u>原子炉水位(広帯域)</u>の水位並びに運転員が炉心冠水状態において主に確認する<u>原子炉水位(広帯域)及び原子炉水位(狭帯域)</u>の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が<u>燃料有効長頂部付近</u>となった場合には、<u>原子炉水位(燃料域)</u>にて監視する。<u>原子炉水位(燃料域)</u>はシュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位異常低下(レベル2)で再循環系ポンプ<u>全台</u>がトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位異常低下(レベル2)</u>で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p> | <p>(b) <u>残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、ISLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から約9時間後に開始するものとし、現場移動、操作等に要する時間を考慮して事象発生の10時間後に完了するものとする。</u> (添付資料2.7.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、<u>原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.7.2-1(1)図から第2.7.2-1(6)図に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移を第2.7.2-1(7)図から第2.7.2-1(10)図に示す。</u></p> <p>※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる<u>原子炉水位計(広帯域)</u>の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する<u>原子炉水位計(広帯域・狭帯域)</u>の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が<u>燃料棒有効長頂部付近</u>となった場合には、<u>原子炉水位計(燃料域)</u>にて監視する。<u>原子炉水位計(燃料域)</u>はシュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後に外部電源喪失となり、<u>給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号</u>が発生して原子炉はスクラムし、また、原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプ<u>2台全て</u>がトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下し、<u>原子炉水位低(レベル2)</u>で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、<u>原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉</p> | <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の操作開始時間及び完了時間を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事故条件の違いにより、事象発生後の事象進展に差異がある。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|---|
| <p>事象発生 <u>15 分後</u>の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 <u>8 個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>原子炉水位低 (レベル 1.5)</u> で健全側の<u>高圧炉心注水系</u>が自動起動し、原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位低 (レベル 1.5)</u>で全閉する。</p> <p>事象発生 <u>4 時間後</u>、現場操作により<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7.12 図</u>に示すとおり、初期値(約 310℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7.6 図</u>に示すとおり、<u>約 7.07MPa[gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 7.37MPa[gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である</p> | <p>事象発生 <u>12 分後</u>の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、<u>低圧炉心スプレイ系</u>を起動し、中央制御室からの遠隔操作によって<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。<u>また、低圧代替注水系 (常設)</u>を起動する。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 (常設)</u>による<u>原子炉注水</u>が開始することで原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位異常低下 (レベル 2)</u>で全閉する。</p> <p>事象発生 <u>5 時間後</u>、現場操作により<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>低圧炉心スプレイ系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 (常設)</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び<u>格納容器除熱手順</u>に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7-10 図</u>に示すとおり、初期値(約 309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7-4 図</u>に示すとおり、<u>約 7.79MPa [gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 8.09MPa [gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa [gage])を下回る。</p> <p><u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の<u>格納容器内</u>への蒸気流入により上昇する。一方、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰</p> | <p>注水を開始する。</p> <p>事象発生<u>20分後</u>の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、<u>事象発生30分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個</u>を手動開することで、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、<u>高圧炉心スプレイ系による注水を再開し、</u>原子炉水位が回復する。また、主蒸気隔離弁は、<u>原子炉水位低 (レベル 2)</u>で全閉する。</p> <p>事象発生<u>10時間後</u>、現場操作により<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離した後は、<u>高圧炉心スプレイ系</u>により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水が継続され、その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は、<u>健全側の残留熱除去系</u>による原子炉圧力容器及び<u>原子炉格納容器除熱手順</u>に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<u>第 2.7.2-1(7)図</u>に示すとおり、初期値(約 309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<u>第 2.7.2-1(1)図</u>に示すとおり、<u>約 7.59MPa[gage]</u>以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、<u>約 7.89 MPa[gage]</u>以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の<u>原子炉格納容器内</u>への蒸気流入により上昇する。一方、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である</p> | <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>急速減圧に必要な逃がし安全弁操作個数の相違。</p> <p>・解析結果の及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|---|
| <p>「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、<u>インターフェイスシステムLOCA</u>とは異なり、事象開始から原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約0.25MPa[gage]及び約138℃</u>にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所を隔離し、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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評価するものとする。</p> <p>格納容器バイパス (<u>インターフェイスシステムLOCA</u>)では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作</u>として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p> | <p>気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、ISLOCAとは異なり、事象開始から<u>格納容器内</u>に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約0.25MPa [gage] 及び約136℃</u>にとどまる。このため、本事象においても<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、<u>格納容器の限界圧力及び限界温度</u>を下回る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u> (低圧注水系)の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系</u> (常設) による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>残留熱除去系</u> (低圧注水系)の破断箇所を隔離し、<u>低圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系 (<u>サブプレッション・プール冷却系</u>)による<u>格納容器除熱</u>を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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評価するものとする。</p> <p>ISLOCAでは、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、<u>格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作</u>として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p> | <p>「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、ISLOCAとは異なり、事象開始から<u>原子炉格納容器内</u>に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度の最大値は、<u>約330kPa[gage]及び約145℃</u>にとどまる。このため、本事象においても<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、<u>原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度</u>を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、<u>高圧炉心スプレイ系等</u>による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて<u>残留熱除去系</u>の破断箇所を隔離し、<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>本評価では「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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評価するものとする。</p> <p>格納容器バイパス (ISLOCA)では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、<u>原子炉格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作とする。</p> | <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、事象発生から12時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考え</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|---|
| <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるた</p> | <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、<u>また、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、<u>また、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はおおむね燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね</p> | <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね</p> | <p>えられる操作を抽出。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。東海第二では原子炉減圧後に低圧注水手段へ切り替えを実施。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|--|--|
| <p>め、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ること はないことから、評価項目となるパラメータに与える影 響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応 に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回るこ となく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温 度は初期値(約 310℃)を上回ることはないことから、評価 項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料 2.7.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7.2 表に示すとおりであり、それらの条件設 定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。ま た、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメ ータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確 かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系 及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆 管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> | <p>冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に 伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料有効長頂部を 下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃 料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ること はないことから、評価項目となるパラメータに与える影 響はない。 (添付資料 2.7.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7-2 表に示すとおりであり、それらの条件 設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～41kW/m であり、解析 条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被 覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔 離時冷却系の自動起動により行われ、また、操作手順(原 子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わ りなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運 転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える 影響はない。</p> | <p>冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コ ードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応 に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高 めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部 を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、 燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ること はないことから、評価項目となるパラメータに与える影 響はない。 (添付資料 2.7.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.7.2-1 表に示すとおりであり、それらの条件 設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 40.6kW/m 以下であり、解析条件の不 確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度 の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却 系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われ、燃 料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作 はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> | <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件 を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注 水機能に対する対策の有 効性を評価している。東 海第二では原子炉減圧後 に低圧注水手段へ切り替</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|---|
| <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び<u>高压炉心注水系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> | <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給水・復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系、<u>低压炉心スプレイ系</u>及び<u>低压代替注水系（常設）</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> | <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び<u>高压炉心スプレイ系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> | <p>えを実施。</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ISLOCA 発生下において、高压注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> |
| <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>42kW/m</u> 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>有効燃料棒頂部</u>を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 310℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさと</p> | <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>33kW/m</u>～<u>41kW/m</u> であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>おおむね燃料有効長頂部</u>を下回ることなく、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさと</p> | <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 <u>40.6kW/m</u> 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は<u>おおむね燃料棒有効長頂部</u>を下回ることなく、炉心は<u>おおむね冠水</u>維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約 309℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> であり、解析条件の不確かさと</p> | <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・実績値の相違</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|---|
| <p>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>15分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水により、炉心は冠</p> | <p>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>15分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持</p> | <p>して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、<u>給水・復水系</u>による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、<u>給水・復水系</u>による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系</u>は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>は、解析上の操作開始時間として、事象発生から <u>30分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水により、</p> | <p>【東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析条件の相違</p> |

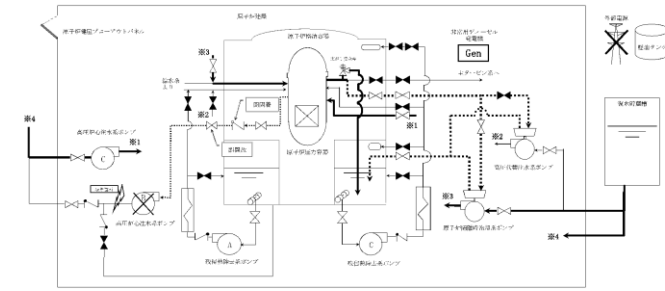
| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|--|
| <p>水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から<u>3時間</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>の原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による手動原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> | <p>されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から<u>約3時間後に開始し5時間後の完了</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>低圧代替注水系(常設)</u>の原子炉注水継続により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.5)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉減圧操作</u>については、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されることから、時間余裕がある。</p> | <p>炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として、<u>事象発生から約9時間後に開始し10時間後の完了</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 (添付資料2.7.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水継続により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による<u>原子炉急速減圧操作</u>については、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されることから、時間余裕がある。</p> | <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉の操作開始時間を記載。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|---|--|
| <p>操作条件の<u>高圧炉心注水系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>健全側の高圧炉心注水系</u>の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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た。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェースシステム LOCA</u>)」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時</u>における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>20名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>運転員、緊急時対策要員等の 72名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェースシステム LOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> | <p>操作条件の<u>残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>の原子炉注水継続により、炉心はおおむね冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.5)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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た。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>12名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>災害対策要員 (初動) の 39名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> | <p>操作条件の<u>現場での残留熱除去系</u>の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、<u>高圧炉心スプレイ系</u>の原子炉注水継続により、炉心は<u>おおむね冠水維持</u>されることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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た。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>10名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>緊急時対策要員の 45名</u>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>ISLOCA</u>)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> | <p>発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 10名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> |

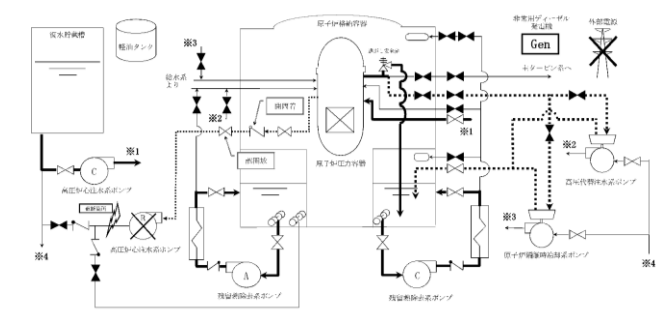
| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|--|
| <p>a. 水源</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生後の隔離までの各号炉における流出量は、約 100m³ となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、流出量は合計約 200m³ となり、流出量分の注水が必要となる。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³ 及び淡水貯水池に約 18,000m³ の水を保有している。インターフェイスシステム LOCA により復水貯蔵槽が使用できない場合においても、各号炉のサプレッション・チェンバに約 3,600m³ の水を保有しており、高圧炉心注水系による原子炉注水は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより 6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮しても、必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約 753kL の軽油が必要となる。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる (6 号及び 7 号炉合計約 1,519kL)。</u></p> <p><u>6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及び 7 号炉合計約 2,040kL) の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u> (添付資料 2.7.4)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用</p> | <p>a. 水源</p> <p><u>I S L O C A 発生後の隔離までの低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水に使用する水量は、約 490m³ となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³ の水を保有している。原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u> (添付資料 2.7.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、合計約 755.5kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。 (添付資料 2.7.7)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼ</p> | <p>a. 水源</p> <p><u>I S L O C A 発生後の隔離までの流出量は、約 600m³ となる。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の水源は、サプレッション・チェンバのプール水であり、約 2,800m³ の水を保有していることから、水源が枯渇することはない。これにより必要な水量が確保可能であり、7 日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>b. 燃料</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約 700m³ の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約 730m³ の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7 日間の運転継続が可能である。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8m³ の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³ の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。 (添付資料 2.7.5)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼ</p> | <p>・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 ・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p>ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。<u>6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</u></p> <p>また、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（<u>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>）による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>インターフェイスシステム LOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>インターフェイスシステム LOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水</u></p> | <p>ル発電機等及び常設代替交流電源設備（<u>常設代替高圧電源装置 2 台</u>）によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。<u>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約 1,141kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）は連続定格容量が約 2,208kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</u></p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.8)</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（<u>サブプレッション・プール冷却系</u>）による<u>格納容器除熱手段</u>を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>ISLOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレ</u></p> | <p>ル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、<u>緊急時対策所用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、<u>原子炉格納容器外</u>へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（<u>ISLOCA</u>）」の重要事故シーケンス「<u>ISLOCA</u>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレ</u></p> | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 ・設備設計の相違【東海第二】 島根 2号炉は、必要負荷に対して非常用ディーゼル発電機等で電源供給を行う。 ・設備設計の相違【柏崎 6/7】 モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。 ・解析条件の相違【東海第二】 島根 2号炉は、ISLOCA 発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。 |

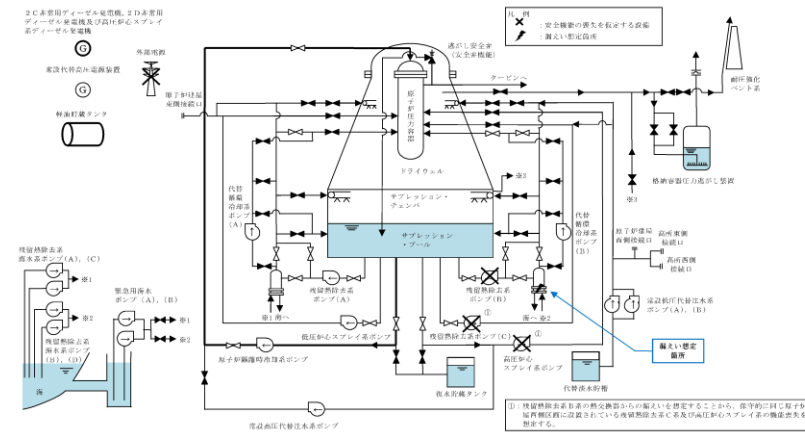
| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|----|
| <p>系による原子炉注水、<u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>インターフェイスシステム LOCA</u>)」に対して有効である。</p> | <p><u>イ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水並びに<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u>による<u>格納容器除熱</u>を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力並びに<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系、<u>低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</u>による<u>格納容器除熱</u>等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>I S L O C A</u>)」に対して有効である。</p> | <p><u>レイ系</u>による原子炉注水、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉急速減圧、運転員の破断箇所隔離による漏えい停止、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)</u>による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (<u>I S L O C A</u>)」に対して有効である。</p> | |



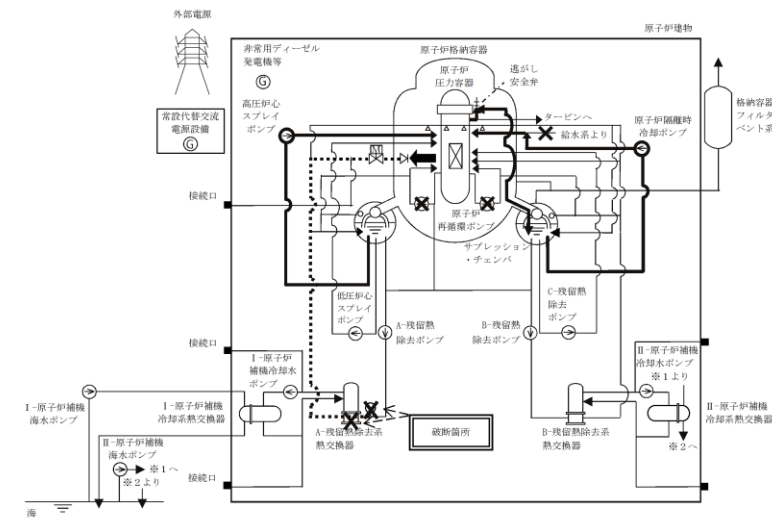
第2.7.1図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



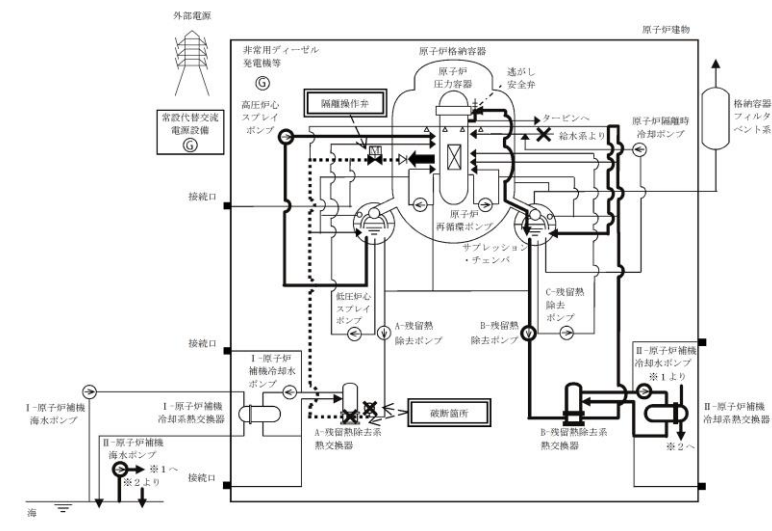
第2.7.2図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(2/3)
(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第2.7-1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)

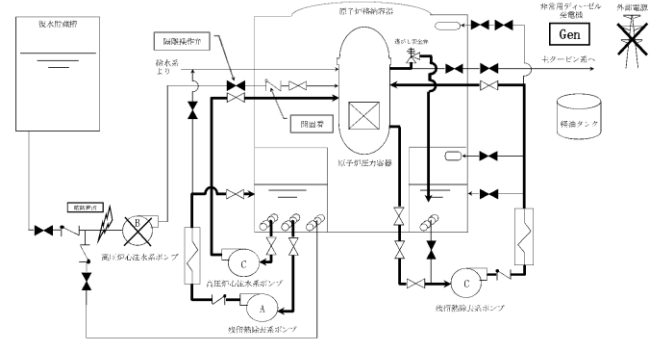


第2.7.1-1(1)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

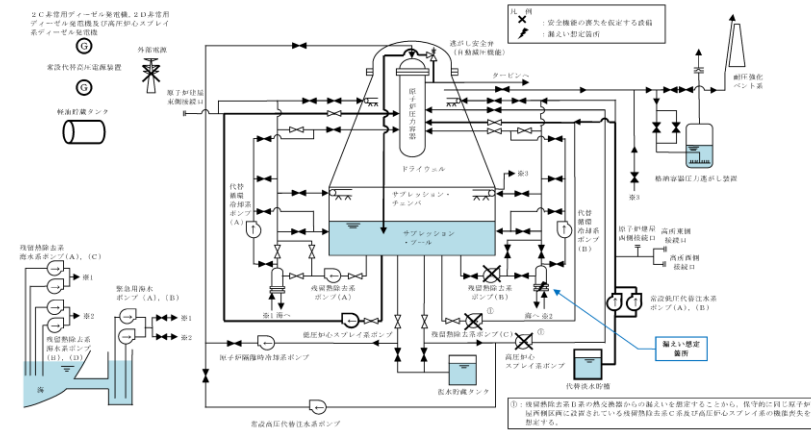


第2.7.1-1(2)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

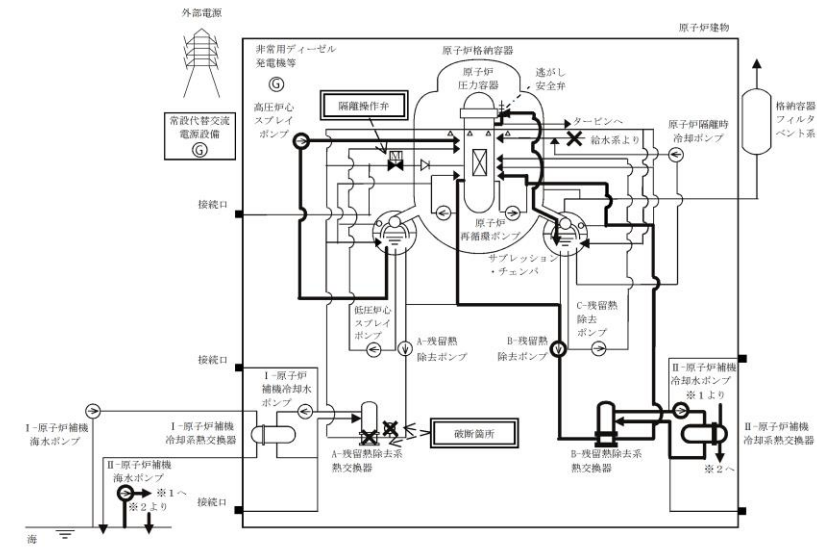
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】



第2.7.3図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図(3/3)
(原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



第2.7-1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
(漏えい抑制のための原子炉減圧後の低圧炉心スプレィ系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水段階)



第2.7.1-1(3)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉冷却)

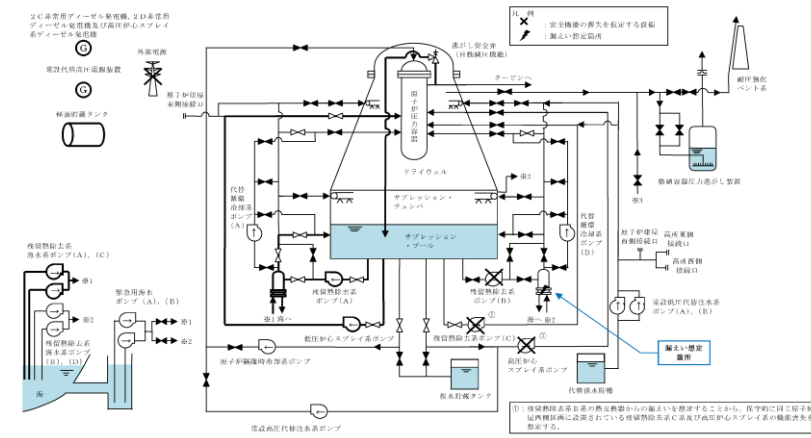
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

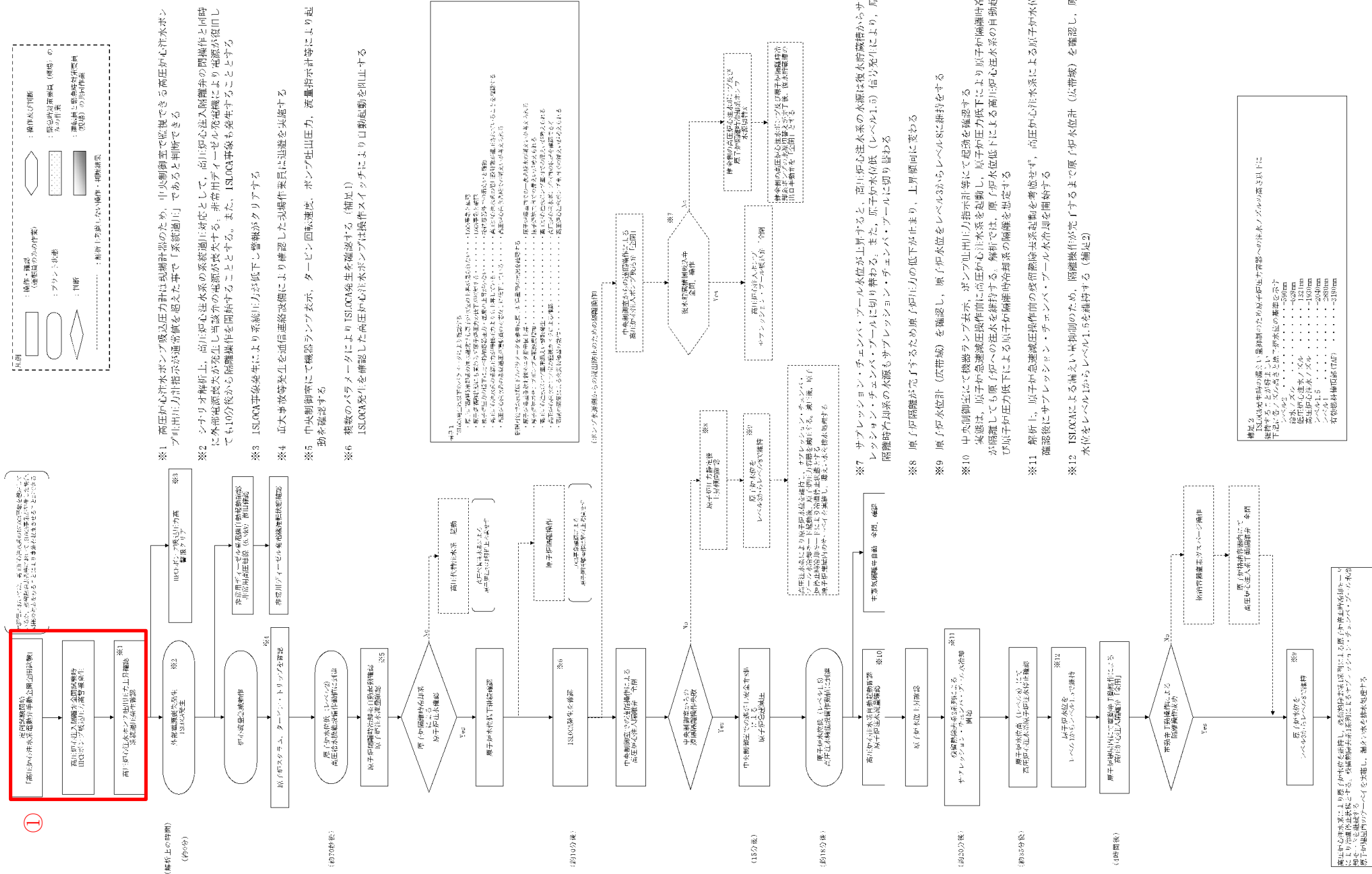
島根原子力発電所 2号炉

備考



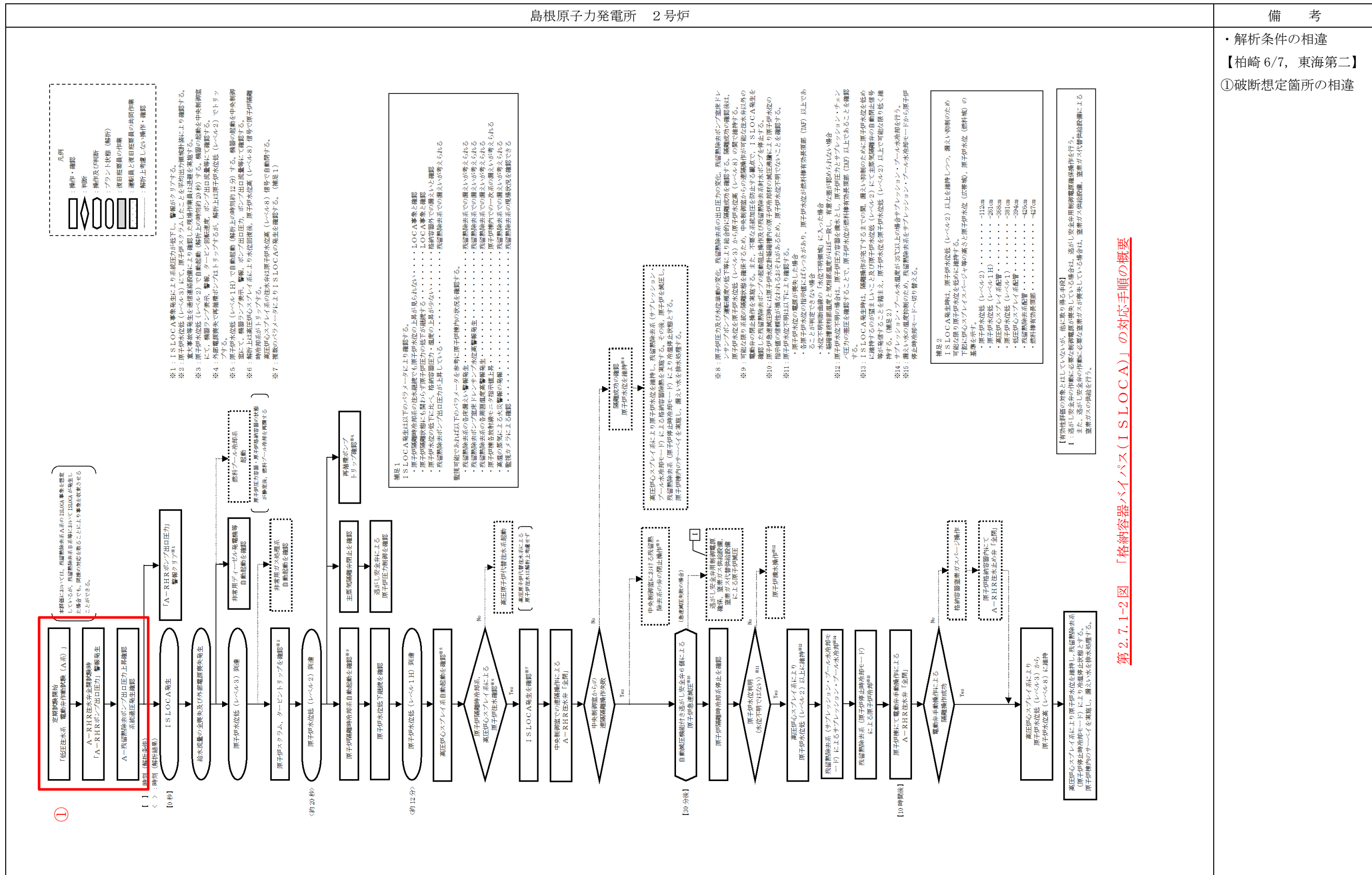
第2.7-1 図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等
 対策の概略系統図 (3/3)
 (隔離成功後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱
 除去系による格納容器除熱段階)

・設備設計の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】



差異理由は、島根2号炉「第2.7.1-2図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要」の備考欄参照

第2.7.4図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要



- 解析条件の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ①破断想定箇所相違

差異理由は、島根2号炉「第2.7.1-3図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の作業と所要時間」の備考欄参照

| 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) | | | | | | | 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | 備考 |
|--------------------------------|------------|------------|------------------|------------------|------|-------------------|--|----------|----------|--|--|--|--|--|--|--|-----------|-----------|----------------------------|-----------|--|--|--|--|--|--|--|--|--|----|----|
| 操作項目 | 実施箇所・必要人員数 | | | | | | 操作の内容 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | 備考 | |
| | 責任者 | 当直長 | | 1人 | | 中央監視 緊急時対策本部連絡 | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | |
| | 指揮者 | 6号 | 7号 | 当直副長 | 当直副長 | 1人 | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | |
| 通報連絡者 | 緊急時対策本部要員 | | | | | 5人 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | | |
| 運転員 (中央制御室) | | 運転員 (現場) | | 緊急時対策要員 (現場) | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | | | |
| 6号 | | 7号 | | 6号 | | 7号 | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | |
| 状況判断 | 2人 A, B | 2人 a, b | - | - | - | - | ・高圧炉心注水系統送込管破断確認 ・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼルの稼働確認 ・原子炉過熱時冷却系 自動起動確認 | 10分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心注水系統からの漏えい停止操作 (中央制御室操作) | (1人) A | (1人) a | - | - | - | - | ・高圧炉心冷却系 注入設備再開操作 | 8分 | | | | | | | | | | | 注入設備停止失敗を想定 | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉急降圧操作 | (1人) A | (1人) a | - | - | - | - | ・過剰し安全弁 閉 手動開放操作 | 3分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心注水系統 (健全側) 自動起動確認 | (1人) B | (1人) b | - | - | - | - | ・高圧炉心注水系統 (健全側) 自動起動確認 | 3分 | | | | | | | | | | | レベル3到達後 レベル1~レベル1.3 維持 | | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系 サブプレッション・チェンバ・プール冷却系 点検 | (1人) A | (1人) a | - | - | - | - | ・残留熱除去系 サブプレッション 手動起動 ・残留熱除去系 試験用調節弁操作 | 2分 | | | | | | | | | | | サブプレッション・チェンバ・プール冷却系 運転を継続 | | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心注水系統からの漏えい停止操作 (現場操作) | - | - | 4人 C, D, E, F | 4人 c, d, e, f | - | - | ・現場移動 ・保護担当者/営音補助 | 30分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉水位調整操作 | (1人) B | (1人) b | - | - | - | - | ・現場移動 ・高圧炉心冷却系 注入設備再開操作 | 60分 | | | | | | | | | | | レベル3~レベル5維持 | | | | | | | | | | | | |
| 必要人員数 合計 | 2人 A, B | 2人 a, b | 4人 C, D, E, F | 4人 c, d, e, f | 0人 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

() 内の数字は他の作業員も、稼働して対応する人員数。

第2.7.5図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の作業と所要時間

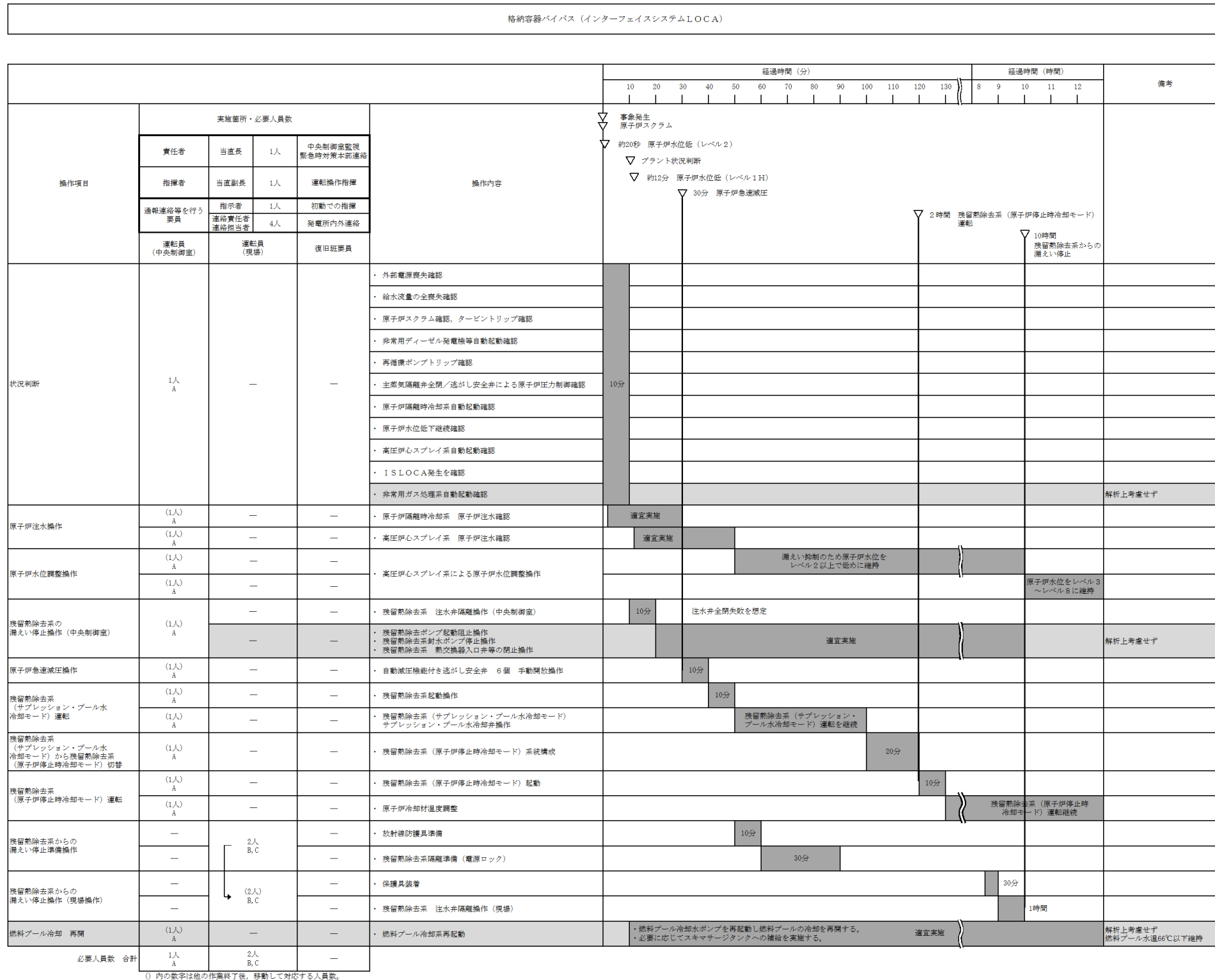
差異理由は、島根2号炉「第2.7.1-3図「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOC A)」の作業と所要時間」の備考欄参照

| 格納容器バイパス (I S L O C A) | | | | 経過時間 | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|--------------------------------|---------------|---------------|---|----|----|----|----|----|----|---|---|---|----|----|----|-----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|---|--|---------------------------------|--|------|---|
| | | | | 分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 0 | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 2 | 3 | 4 | 5 | 24 | 25 | 時間 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 操作項目 | 実施箇所・必要要員数 【 】は係員乗換移動してきた要員 | | | 事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約20秒 原子炉水位異常低下(レベル2)到達 ▽ プラント状況判断 ▽ 15分 原子炉減圧開始 ▽ 約17分 原子炉圧力3MPa [gauge] 到達 ▽ 5時間 現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作完了 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 責任者 | 当班副班長 | 1人 | 中央監視室 運転操作指揮権 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 補佐 | 当班副班長 | 1人 | 運転操作指揮権 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 指揮官等 | 災害対応要員(指揮者等) | 4人 | 初期での自衛 発電所内外連絡 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 当班運転員(中央監視室) | 当班運転員(現場) | 重大事故等対応要員(現場) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 放射線防護 | 2人 A, B | - | - | ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●炉内電源喪失の確認 ●給水装置全喪失の確認 ●I S L O C A発生時の確認 ●降圧機系ポンプトリップの確認 ●主蒸気発生停止及び速がし安全弁(安全弁機構)による原子炉圧力制御の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●原子炉隔離冷却系の自動発動の確認 | | | | | | | | | | | | | 10分 | | | | | | | | | | | 外置冷却器の稼働及び非常用ディーゼルの発電機等の自動起動の確認は、外置冷却器がない場合に実施する | | | | |
| 中央監視室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系の注入弁の閉止操作(失敗) ●残留熱除去系のレジン・ホルポンの閉止操作 | | | | | | | | | | | | | 2分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 常設代替交流電源装置による緊急用母線の受電操作 | 【1人】 B | - | - | ●常設代替高圧変圧機2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作 | | | | | | | | | | | | | 4分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉心スプレイス系の起動操作 | 【1人】 A | - | - | ●低圧心スプレイス系の起動操作 | | | | | | | | | | | | | 2分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 速がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉緊急減圧操作 | 【1人】 B | - | - | ●速がし安全弁(自動減圧機能)7個の手動開放操作 | | | | | | | | | | | | | 1分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)の起動操作 | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作 | | | | | | | | | | | | | 3分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール冷却操作 | 【1人】 B | - | - | ●残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール冷却操作 | | | | | | | | | | | | | 6分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系統(常設)) | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水の調整操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 漏れ抑制のため原子炉水位を原子炉水位異常低下(レベル2)以上で可能な限り低めに維持 | | | | | |
| 中央監視室における残留熱除去系の弁の閉止操作 | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系熱交換器出入口等の閉止操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 適宜実施 | 解析上考慮しない | | | | |
| 現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 | - | 3人 C, D, E | 1人 a | ●監視員乗換/設備移動 ●残留熱除去系の注入弁閉止操作のための設備移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 115分 | 移動(67分)放射線防護具着用含む 現場閉鎖操作:18分 | | | |
| 原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系統) | 【1人】 B | - | - | ●低圧心スプレイス系による原子炉水位調整操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持 | | | |
| 使用済燃料プールの除熱操作 | 【1人】 A | - | - | ●常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系統(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●緊急用海水による海水海水の系統構成操作及び駆動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 適宜実施 | 解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する |
| 必要要員合計 | 2人 A, B | 3人 C, D, E | 1人 a | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第2.7-3 図 格納容器バイパス (I S L O C A) の作業と所要時間

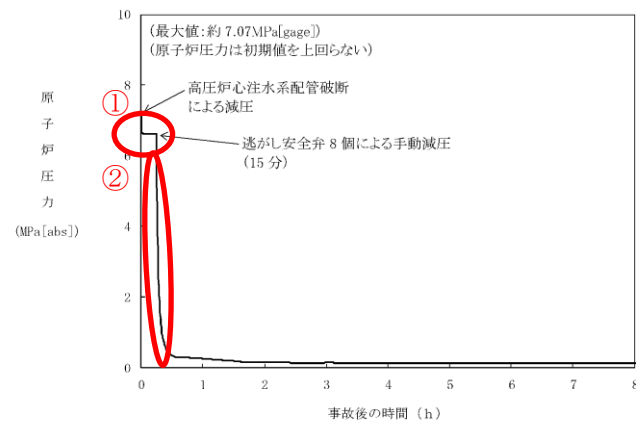
島根原子力発電所 2号炉

備考

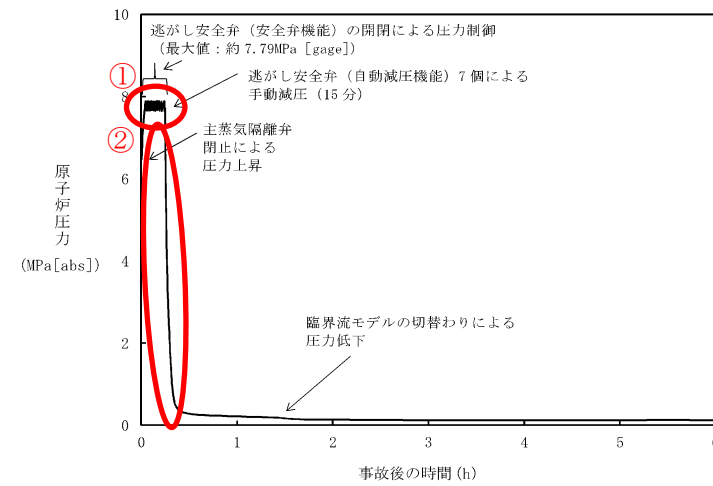


- ・ 解析結果の相違に基づく差異
- ・ 設備設計・手順に基づく想定時間の差異
- ・ 解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認(ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く)

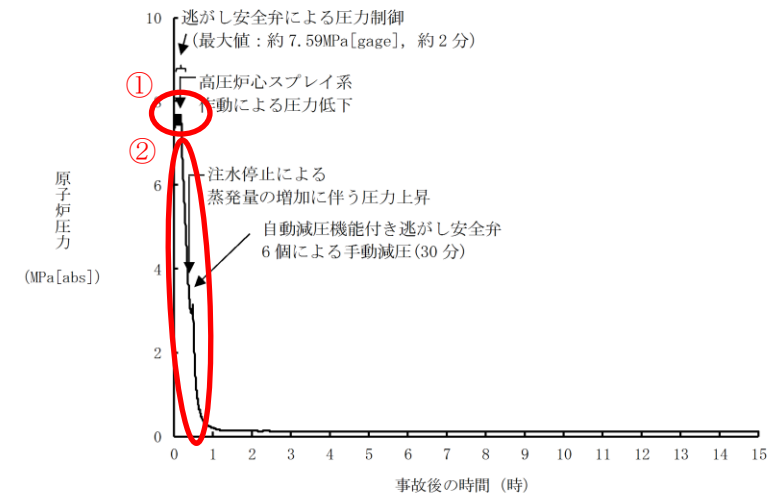
第 2.7.1-3 図 「格納容器バイパス (ISLOCA)」 の作業と所要時間



第 2.7.6 図 原子炉圧力の推移



第 2.7-4 図 原子炉圧力の推移

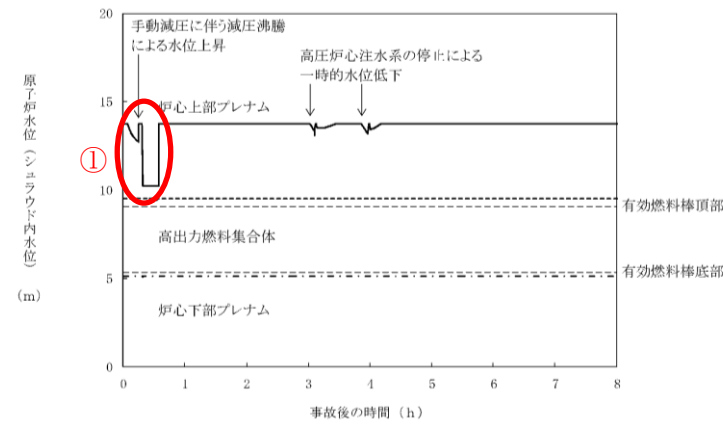


第 2.7.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移

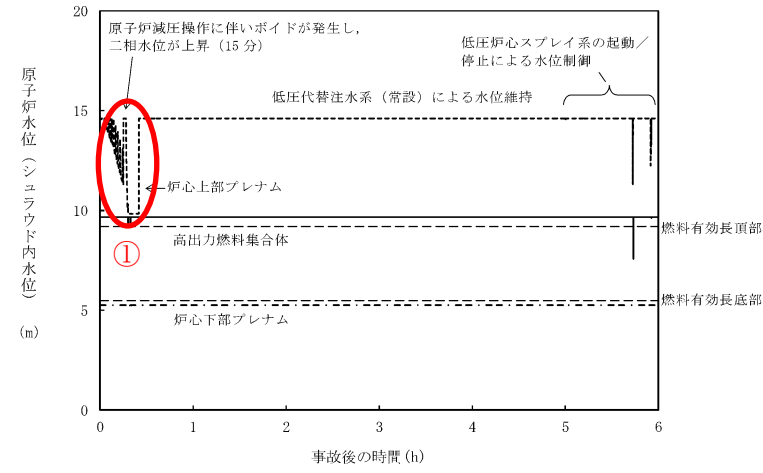
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉及び東海第二は、MSIV 閉作動の原子炉水位設定点 (L2) に到達するため、原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁により原子炉圧力が制御される。一方で、柏崎 6/7 では MSIV 閉作動の原子炉水位設定点 (L1.5) には原子炉減圧後に到達するため同様の挙動は見られない。

【柏崎 6/7, 東海第二】
 ②島根 2号炉は、原子炉手動減圧前に、高圧炉心スプレイ系が作動し蒸気凝縮によって原子炉圧力が低下する。一方で、柏崎 6/7 及び東海第二は、手動減圧前に、高圧 ECCS 系が作動していない*ことから、原子炉圧力は低下しない。

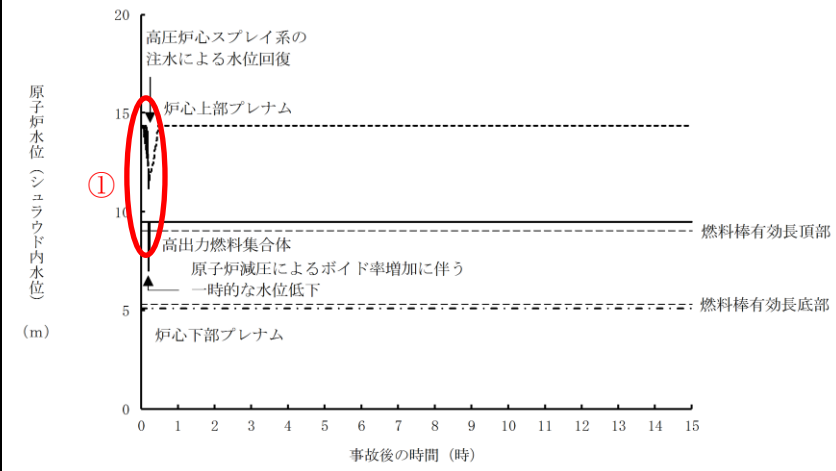
※
 柏崎 6/7：高圧炉心注水系作動の原子炉水位設定点 (L1.5) に到達しない
 東海第二：原子炉冷却材の漏えいによる高圧炉心スプレイ系の機能喪失を仮定



第2.7.7図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



第2.7-5図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移

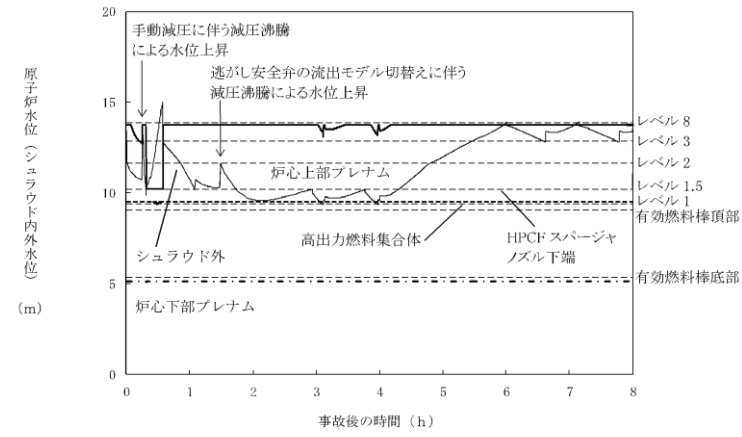


第2.7.2-1(2)図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移

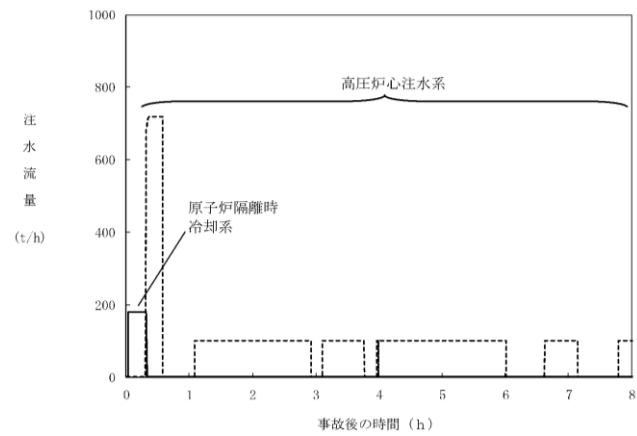
・解析結果の相違

【柏崎6/7】
 ①島根2号炉は、ISLOCAの発生により高圧炉心スプレイ系が自動起動している。一方で、柏崎6/7では高圧炉心注水系の自動起動の原子炉水位設定点(L1.5)には原子炉減圧後に到達する。

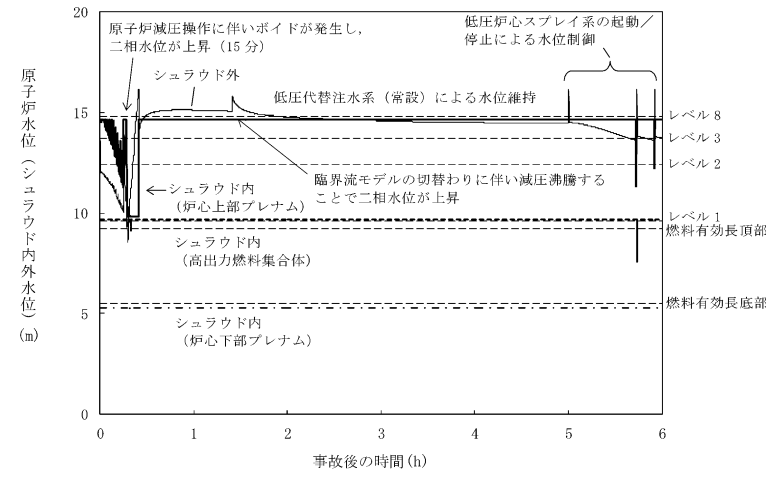
【東海第二】
 ①島根2号炉は、ISLOCAの発生による高圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定しておらず、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系が自動起動する。



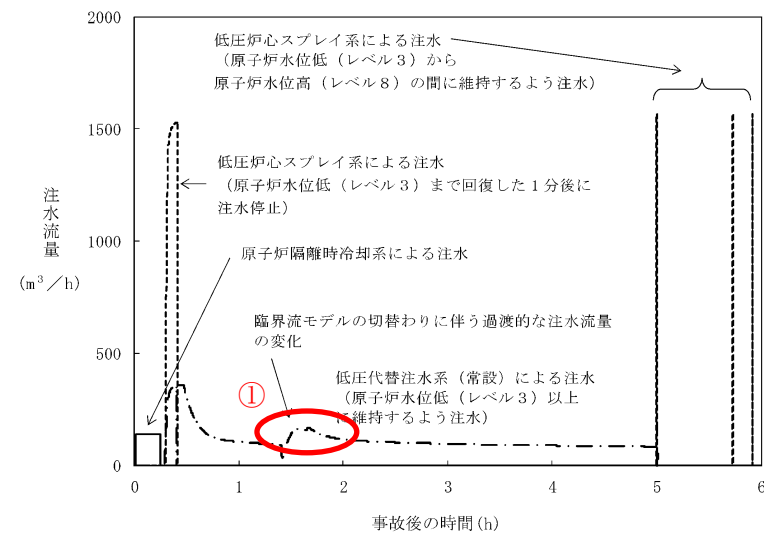
第 2.7.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



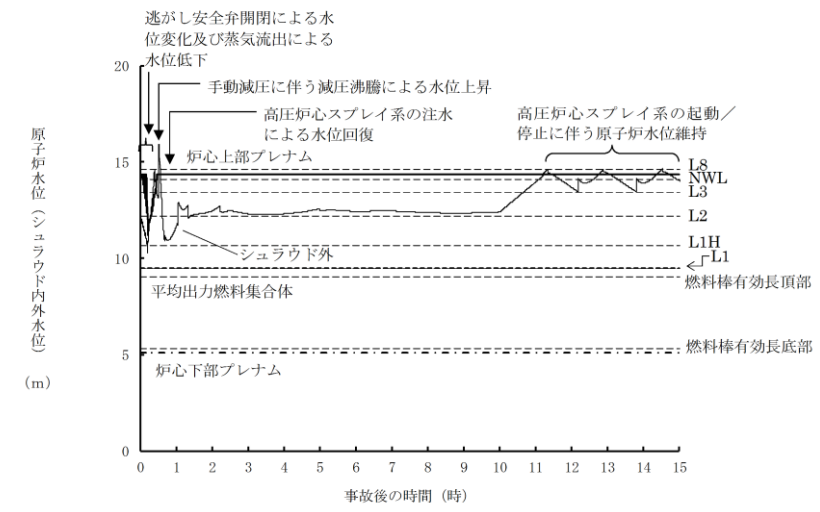
第 2.7.9 図 注水流量の推移



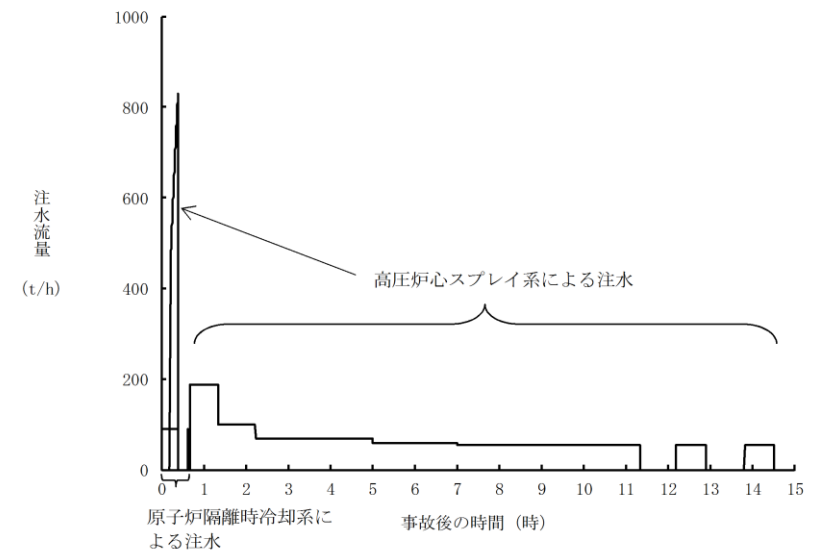
第 2.7-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 2.7-7 図 注水流量の推移

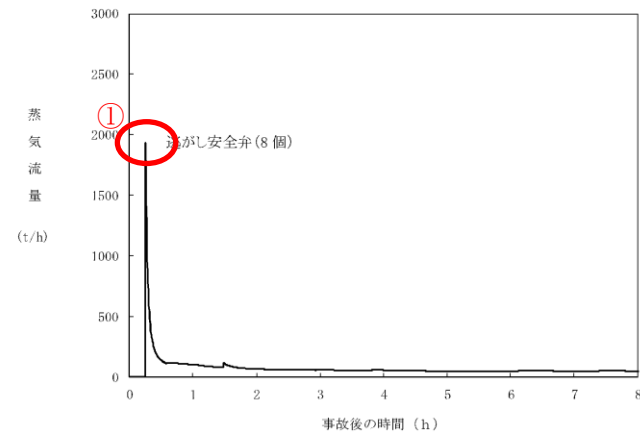


第 2.7.2-1(3) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

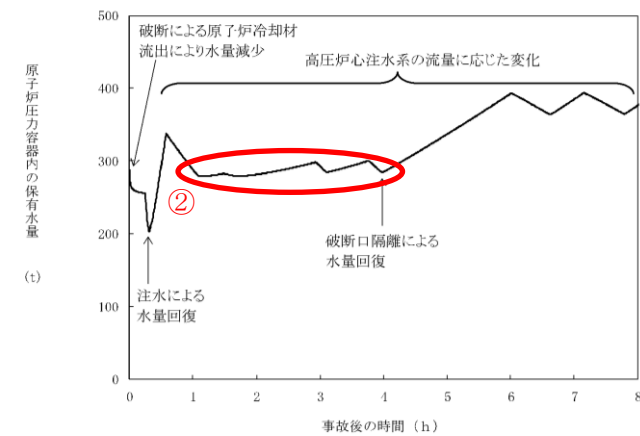


第 2.7.2-1(4) 図 注水流量の推移

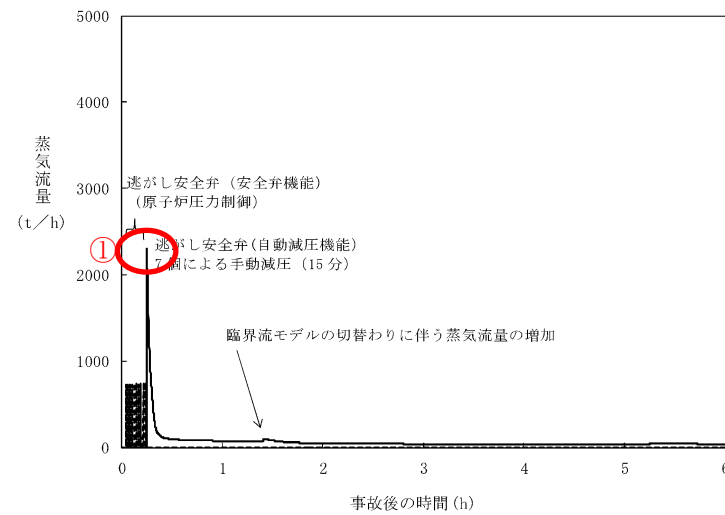
・解析結果の相違
【東海第二】
①東海第二では臨界流モデルの切替わりに伴い、過渡的に注水流量が変動。



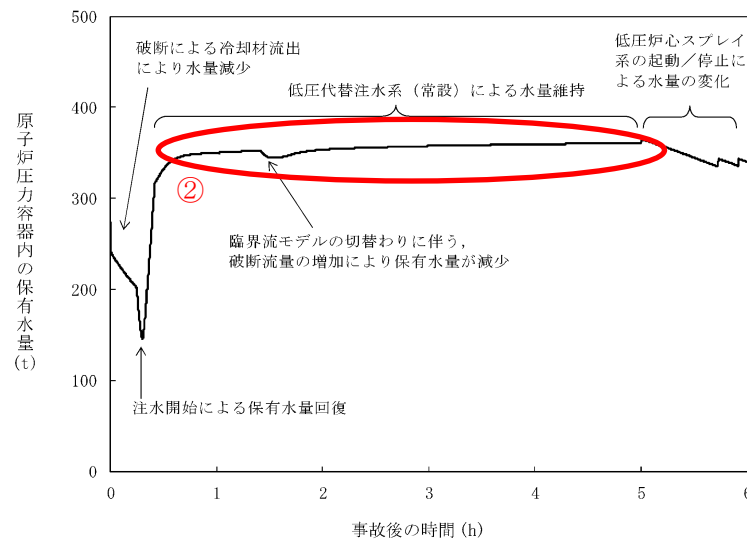
第2.7.10図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



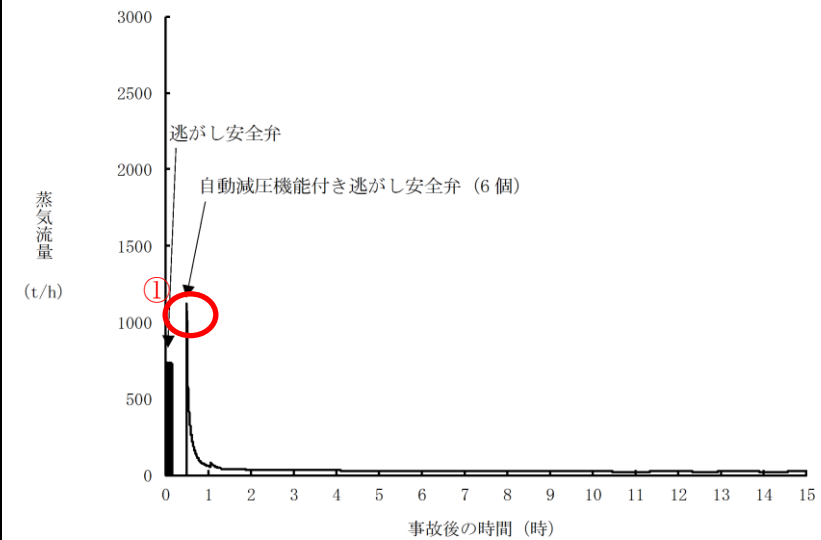
第2.7.11図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



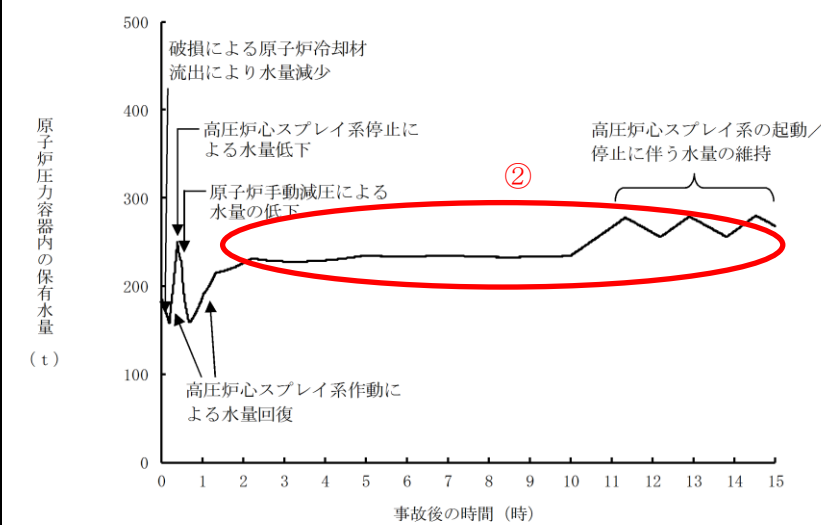
第2.7-8図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第2.7-9図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



第2.7.2-1(5)図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



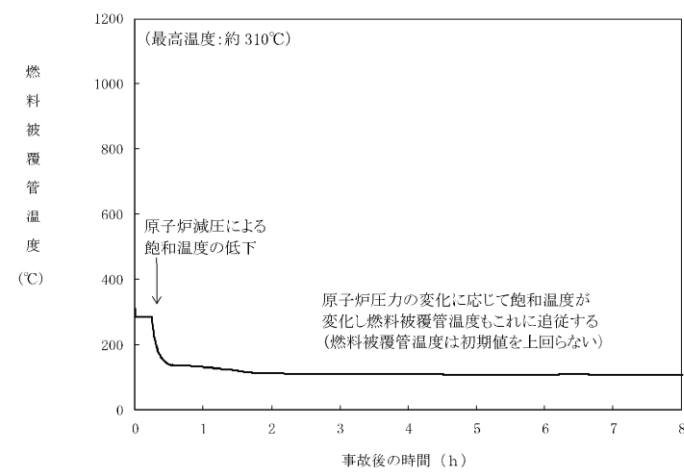
第2.7.2-1(6)図 原子炉压力容器内の保有水量の推移

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
①作動する逃がし安全弁の弁数(島根2号炉:6個, 柏崎6/7:8個, 東海第二:7個)等の差異による蒸気流量の違い。

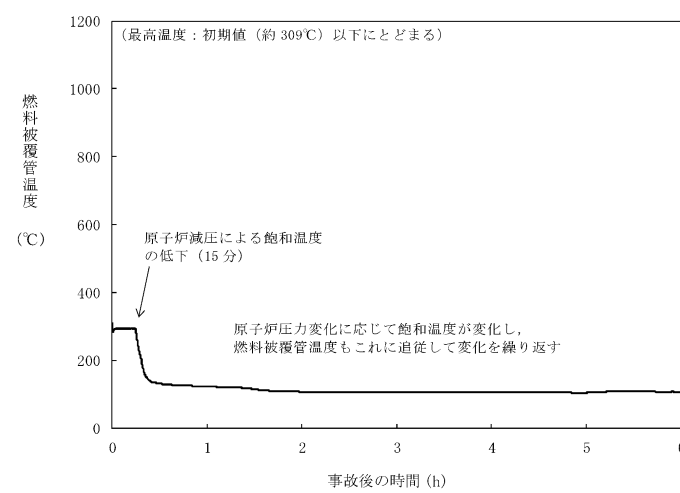
【柏崎6/7, 東海第二】
②破断箇所隔離前の解析上の原子炉水位制御*の違いによる保有水量及び熱出力に依存した保有水量の差異。

*
島根2号炉, 東海第二:L2以上
柏崎6/7:L1-L1.5

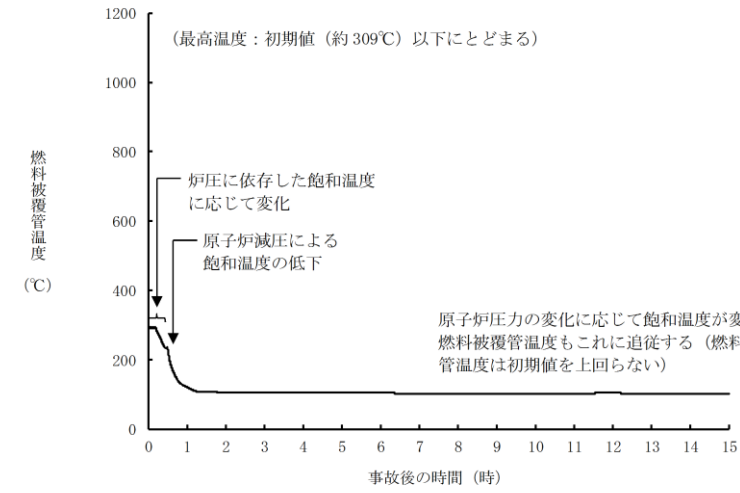
・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】



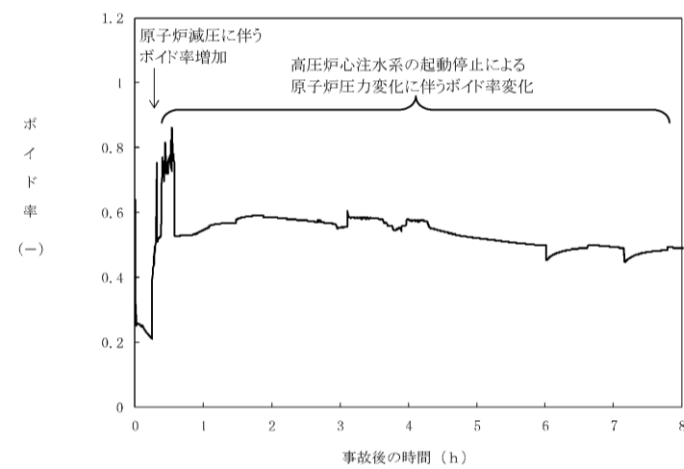
第 2.7.12 図 燃料被覆管温度の推移



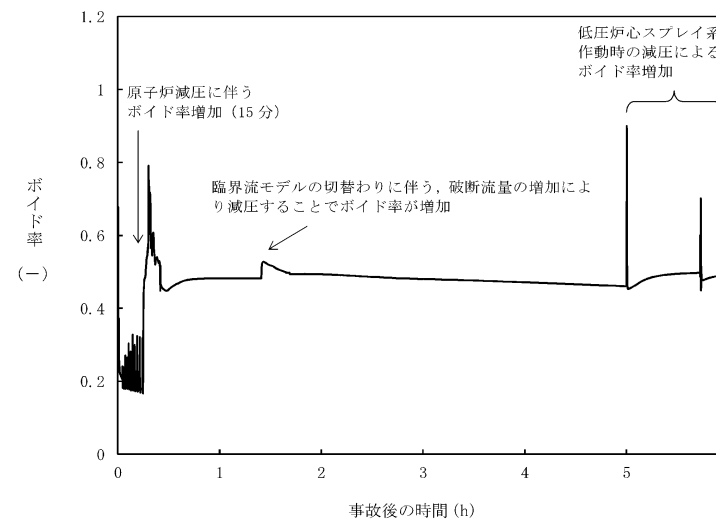
第 2.7-10 図 燃料被覆管温度の推移



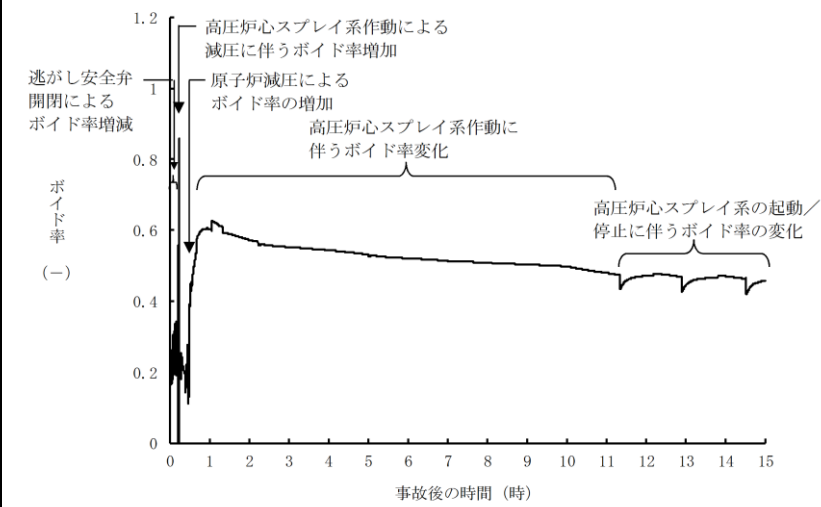
第 2.7.2-1(7) 図 燃料被覆管温度の推移



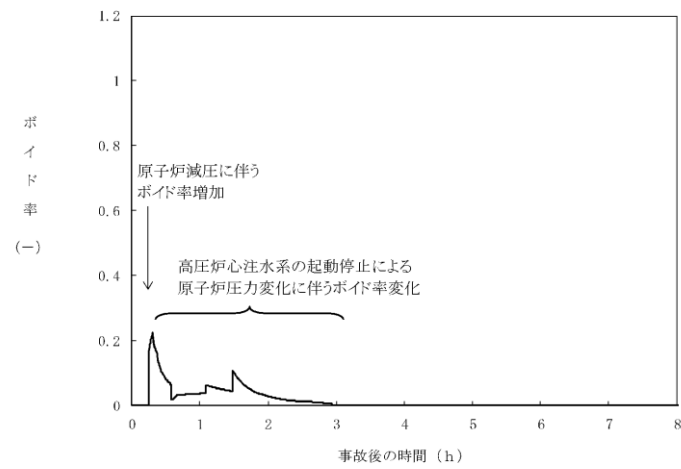
第 2.7.13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



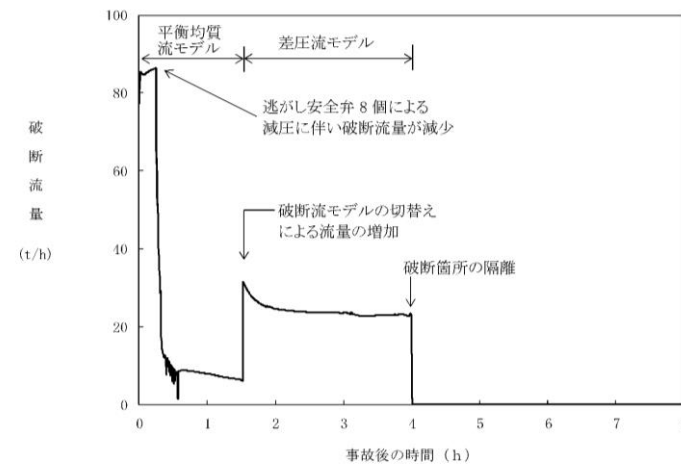
第 2.7-11 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



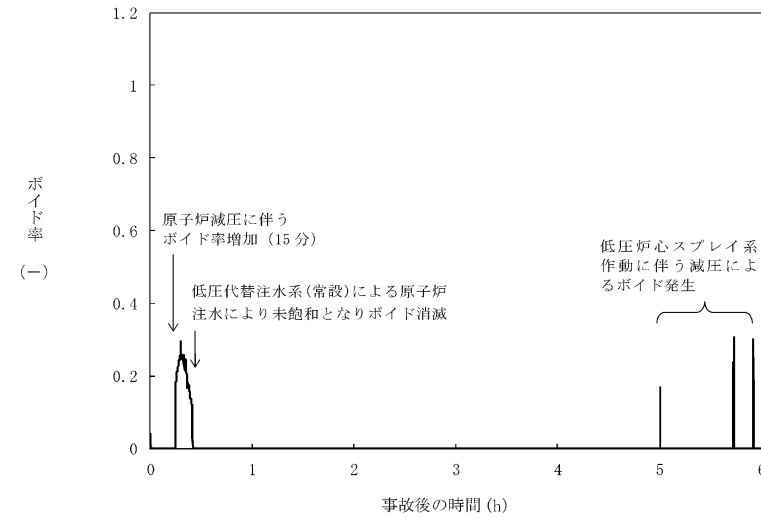
第 2.7.2-1(8) 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



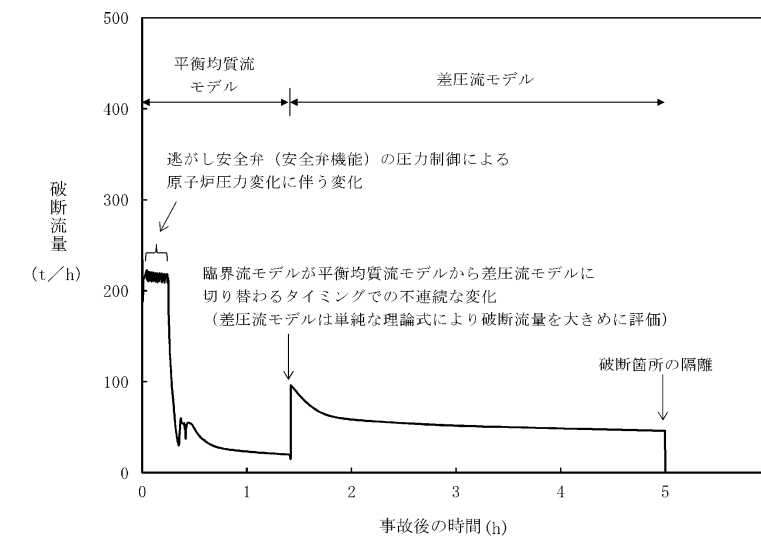
第 2.7.14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



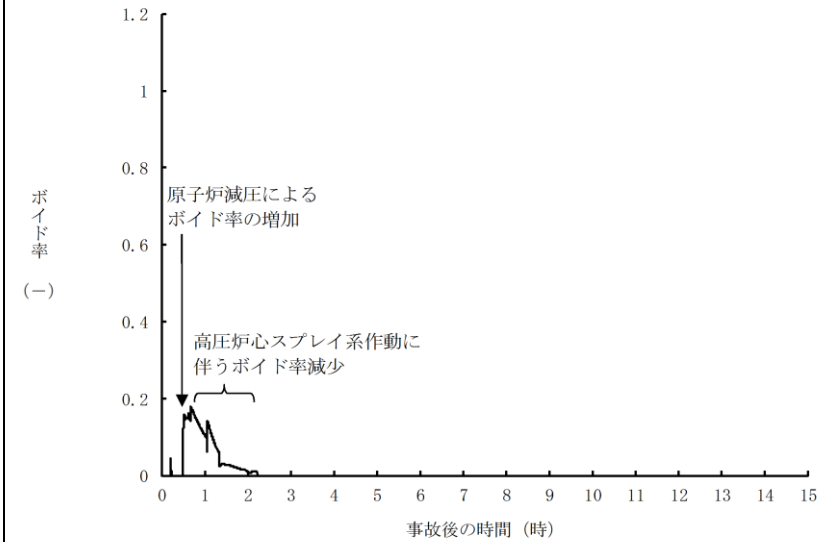
第 2.7.15 図 破断流量の推移



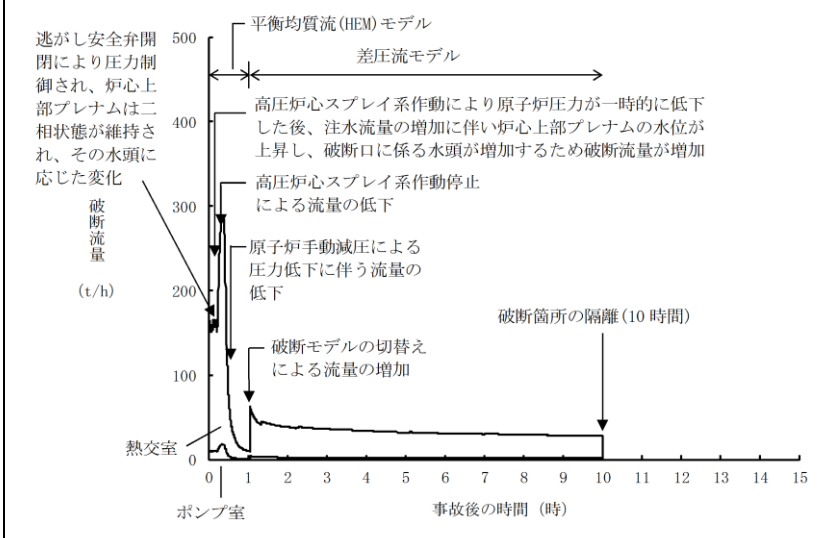
第 2.7-12 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第 2.7-13 図 破断流量の推移



第 2.7.2-1(9) 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第 2.7.2-1(10) 図 破断流量の推移

備考
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

第2.7.1表 「格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)」の重大事故等対策について(1/2)

| 判断及び操作 | 手順 | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
|----------------------|--|-----------------------------|-------|---|
| インターフェースシステムLOCA発生 | 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の高圧側等により低圧設計部分が過圧され破断すること、インターフェースシステムLOCAが発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉電源ブローアウトハバネルが開放される。 | 原子炉電源ブローアウトハバネル | - | - |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 | 【非常用ディーゼルの発電機】 【格納タンク】 | - | 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 | 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。 | 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイス系】 | - | 原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心スプレイス系】 |
| 高圧炉心注水による原子炉注水 | 高圧炉心注水による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。 | 高圧炉心注水 | - | 原子炉水位 (SN) 高圧炉心注水系統流量 【高圧炉心注水】 |
| インターフェースシステムLOCA発生確認 | 原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉隔離時冷却系での漏えい事象であることを確認し、高圧炉心注水ポンプ吐出圧力増大の上昇(破断音)が大きい場合、高圧炉心注水ポンプ吐出圧力増大に低下傾向を示す場合、インターフェースシステムLOCAが発生したことを確認する。 | - | - | 原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 原子炉隔離時冷却系流量 【高圧炉心注水】 |
| 中央制御室での高圧炉心注水系統確認 | 中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心注水の隔離弁を開放するが、高圧炉心注水系統の隔離弁に失敗し、高圧炉心注水系統の隔離に失敗する。 | - | - | 原子炉圧力 (SN) 原子炉水位 (SN) 原子炉圧力 (SN) 原子炉水位 (SN) |
| 過剰し安全弁による原子炉電源喪失 | 過剰し安全弁による原子炉電源喪失を確認する。 | 過剰し安全弁 | - | 原子炉圧力 (SN) 原子炉水位 (SN) |
| 高圧炉心注水による原子炉注水 | 高圧炉心注水による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。 | 【高圧炉心注水】 【高圧炉心注水】 | - | 原子炉水位 (SN) 高圧炉心注水系統流量 【高圧炉心注水】 |

① 重大事故等対策(設計基準拡張)

第2.7-1表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (1/3)

| 操作及び確認 | 手 順 | 重大事故等対策設備 | | |
|-------------------|---|--------------------------------------|-------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| ISLOCA発生 | 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の破断等により低圧設計部分が過圧され破断すること、ISLOCAが発生することにより、原子炉電源喪失が開放される。 | - | - | - |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認することを確認する。 | 非常用ディーゼルの発電機* 格納タンク | - | 平均出力領域計装* 起動領域計装* |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 | 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。 | 原子炉隔離時冷却系* サブプレッション・チェンバ* ポンパ* | - | 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉隔離時冷却系系統流量* |
| ISLOCA発生確認 | 原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器系温度及び格納容器圧力の上昇がないことから格納容器外での漏えい事象であることを確認し、格納容器系温度の上昇(破断音)が大きい場合、運転員が運転室から原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することを確認し、ISLOCAが発生したことを確認する。 | - | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* ドライウェル系閉気温度 ドライウェル圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力* |

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの

第2.7.1-1表 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について (1/3)

| 判断及び操作 | 手 順 | 重大事故等対策設備 | | |
|-------------------------------|---|--|-------|--|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| インターフェースシステムLOCA発生 | 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェースとなる配管のうち、隔離弁の破断等により低圧設計部分が過圧され破断すること、インターフェースシステムLOCAが発生することにより、原子炉電源喪失が開放される。 | 原子炉建物ブローアウトハバネル | - | - |
| 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認 | 外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 | 【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】 | - | 平均出力領域計装 |
| 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水 | 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイス系が自動起動する。 | 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイス系】 サブプレッション・チェンバ | - | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】 |
| 高圧炉心注水による原子炉注水 | 高圧炉心注水による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。 | 高圧炉心注水 | - | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧炉心注水系統流量 |

① 【】：重大事故等対策設備(設計基準拡張) 有効に評価し考慮しない条件

備考
本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載
・記載表現の相違
【東海第二】
①島根2号炉は、重大事故等時に設計基準対策施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対策設備(設計基準拡張)」と位置付けている。

第2.7.1表 「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策について(2/2)

| 判断及び操作 | 手順 | 有効性評価上期待する事故対処設備 | |
|--------------------------------------|--|--------------------------------------|---|
| | | 常設設備 | 計装設備 |
| 残留熱除去系(サブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード)運転 | 原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・チェンバ・プールの水温度が35℃を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード運転を開始する。 | 【残留熱除去系(サブプレッショントン・チェンバ・プールの水冷却モード)】 | サブプレッショントン・チェンバ・プールの水温度 【残留熱除去系系統流量】 |
| 現場操作での高圧炉心注水系統隔離操作 | 破断箇所からの漏えい抑制を継続し、現場操作により高圧炉心注水系統の全閉操作を実施し、高圧炉心注水系統を隔離する。 | 【高圧炉心注水系統】 | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 |
| 高圧炉心注水系統隔離後の水位維持 | 高圧炉心注水系統の隔離に成功した後は、健全側の高圧炉心注水系統により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。 | 【高圧炉心注水系統】 | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統系統流量】 サブプレッショントン・チェンバ・プールの水位 |

① 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第2.7-1表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (2/3)

| 操作及び確認 | 手順 | 重大事故等対処設備 | |
|--------------------------------|--|---|---|
| | | 常設設備 | 計装設備 |
| 中央制御室での残留熱除去系隔離失敗 | 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが、残留熱除去系注入弁の開操作に失敗し、残留熱除去系の隔離に失敗する。 | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* |
| 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 | 残留熱除去系の隔離に失敗するため、低圧炉心スプレイ系を起動した後、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。 | 低圧炉心スプレイ系* 逃がし安全弁(自動減圧機能)* サブプレッショントン・チェンバ* | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系統原子炉注水流量(常設ライン用) 代替淡水貯槽水位 |
| 低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水 | 外流水源にて注水可能な系統として低圧代替注水系統(常設)を起動する。逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系統(常設)の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位異常低下(レベル2)以上で低めに維持する。 | 常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系統ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧代替注水系統原子炉注水流量(常設ライン用) 代替淡水貯槽水位 |
| 残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)運転 | 原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・プールの水温度が32℃に到達した時点で、残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)の運転を開始する。 | 残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード) サブプレッショントン・チェンバ* | サブプレッショントン・プールの水温度 残留熱除去系系統流量* |

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第2.7.1-1表 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について(2/3)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | |
|--------------------------------|---|--------------------------------|---|
| | | 常設設備 | 計装設備 |
| インターフェイスシステムLOCA発生確認 | 原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉圧力容器外での漏えい事象であることを確認し、残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇(破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、インターフェイスシステムLOCAが発生したことを確認する。 | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口圧力】 |
| 中央制御室での残留熱除去系隔離失敗 | 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが、残留熱除去系注水弁の開操作に失敗し、残留熱除去系の隔離に失敗する。 | - | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) |
| 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 | 残留熱除去系の隔離に失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。 | 自動減圧機能付き逃がし安全弁 | 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) |
| 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | 原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持する。 | 【高圧炉心スプレイ系】 サブプレッショントン・チェンバ | 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 |
| 残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)運転 | 原子炉急速減圧によりサブプレッショントン・プールの水温度が35℃を超えた時点で、健全側の残留熱除去系によるサブプレッショントン・プールの冷却モード運転を開始する。 | 【残留熱除去系(サブプレッショントン・プールの冷却モード)】 | サブプレッショントン・プールの水温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】 |

① 【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

有劣性評価上考慮しない操作

第2.7-1 表 格納容器バイパス (ISLOCA) における重大事故等対策について (3/3)

| 操作及び確認 | 手順 | 重大事故等対処設備 | |
|------------------|---|-------------------------------------|--|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 |
| 現場操作での残留熱除去系隔離操作 | 破断箇所からの漏えい抑制が継続し、現場操作により残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系を隔離する。 | 残留熱除去系注入弁* | 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* |
| 残留熱除去系隔離後の水位維持 | 残留熱除去系の隔離が成功した後は、低圧炉心スプレイス系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。 | 低圧炉心スプレイス系* サブレーション・チェンバ* ンバ* | 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 低圧炉心スプレイス系流量* |

①

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第2.7.1-1 表 「格納容器バイパス (ISLOCA)」の重大事故等対策について (3/3)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | |
|-------------------------|---|------------------------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 |
| 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転 | 破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系サブレーション・プール冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。 | 【残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)】 | 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】 |
| 現場操作での残留熱除去系隔離操作 | 破断箇所からの漏えい抑制を継続し、現場操作により残留熱除去系注水弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系を隔離する。 | 【残留熱除去系注水弁】 | 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) |
| 残留熱除去系隔離後の水位維持 | 残留熱除去系の隔離が成功した後は、高圧炉心スプレイス系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。 | 【高圧炉心スプレイス系】 サブレーション・チェンバ | 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】 |

①

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
■：有効性評価上考慮しない操作

第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)) (1/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------|--|--------------------------------------|
| 解析コード | SAFER | — |
| 原子炉熱出力 | 3, 926MWt | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 | 7. 07MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常運転水位 (セパレーター スカート下 端から+119cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 52, 200t/h | 定格流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 10℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9 × 9 燃料 (A型) | — |
| 最大線出力密度 | 44. 0kW/m | ① 設計限界値として設定 |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t | ② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定 |
| 外部水源の温度 | 50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃) | 復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定 |

初期条件

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (1/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|---------------------------------|---|
| 解析コード | SAFER | — |
| 原子炉熱出力 | 3, 293MW | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 (圧力容器ドーム部) | 6. 93MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126 cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 48, 300t/h | 定格流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 9℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9 × 9 燃料 (A型) | — |
| 最大線出力密度 | 44. 0kW/m | ① 通常運転時の熱的制限値として設定 |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t | ② 1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定 |

初期条件

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (1/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------|----------------------------------|--|
| 解析コード | SAFER | — |
| 原子炉熱出力 | 2, 436MW | 定格原子炉熱出力として設定 |
| 原子炉圧力 | 6. 93MPa [gage] | 定格原子炉圧力として設定 |
| 原子炉水位 | 通常水位 (気水分離器下端から+83 cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| 炉心流量 | 35. 6 × 10 ⁴ t/h | 定格炉心流量として設定 |
| 炉心入口温度 | 約 278℃ | 熱平衡計算による値 |
| 炉心入口サブクール度 | 約 9℃ | 熱平衡計算による値 |
| 燃料 | 9 × 9 燃料 (A型) | 9 × 9 燃料 (A型), 9 × 9 燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包摂されること、また、9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A型) の評価に包摂されることを考慮し、代表的に 9 × 9 燃料 (A型) を設定 |
| 燃料棒最大線出力密度 | 44. 0kW/m | ① 通常運転時の熱的制限値を設定 (高出力燃料集合体) |
| 原子炉停止後の崩壊熱 | ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t) | ② サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮 |
| 水源温度 | 49℃ | サブプレッション・チェンバからの注水における代表温度を設定 |

初期条件

- ・解析条件の相違
- 【柏崎 6/7】
- ①条件設定は同じだが、通常運転時の熱的制限値を設定していることを明確に記載。
- 【東海第二】
- ②条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮し設定。

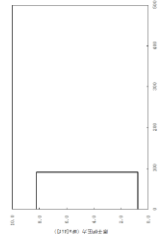
第2.7.2表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA))(2/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|---|--|
| 事故条件 | 起因事象 | 高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は10cm ² | 圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値として設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | インターフェースシステムLOCAが発生した側の高圧注水系の機能喪失 | インターフェースシステムLOCAが発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失するものとして設定 |
| | 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 |

第2.7-2表 主要解析条件(格納容器バイパス(ISOLOCA))(2/5)


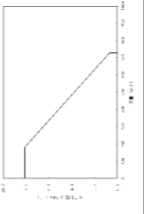
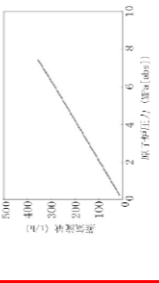
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------|--|--|
| 事故条件 | 起因事象 | 残留熱除去系B系の熱交換器フランジ部の破断 破断面積は約21cm ² | 圧力応答評価に基づき評価した結果に十分に余裕をとった値として設定 (添付資料2.7.2) |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | 残留熱除去系B系の機能喪失 | ISOLOCAが発生した系統が機能喪失するものとして設定 |
| | | 高圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系C系の機能喪失 | 残留熱除去系B系が設置されている原子炉建屋西側は原子炉冷却材の漏えいにより高温多湿となるため、保守的に同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系C系が機能喪失するものとして設定 |
| 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)、再循環系ポンプトリップは原子炉水位異常低下(レベル2)にて発生するものとする | |

第2.7.2-1表 主要解析条件(格納容器バイパス(ISOLOCA))(2/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|------------------|---------------|---|---|
| 事故条件 | 起因事象 | 残留熱除去系(低圧注水モード)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フランジ部:16cm ² 残留熱除去系機器等:1cm ² | 運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、低圧設計部の耐圧バウナダリとなる箇所に対する実耐力を踏まえた影響評価結果を踏まえて設定 |
| | 安全機能の喪失に対する仮定 | インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとして設定 | インターフェースシステムLOCAが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとして設定 |
| | 外部電源 | 外部電源なし | 外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする |
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒) | 保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定 |
| | 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 9lm ³ /h(8.21~0.74MPa[diff]において)にて注水 | 原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  |

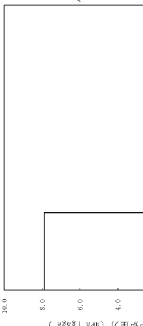
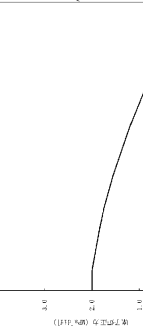
備考
・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA)) (3/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------|--|---|
| 原子炉スクラム信号 | 炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒) | 安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定 |
| 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m ³ /h (8.12~1.03MPa [dif]において) にて注水 | 原子炉隔離時冷却系による注水特性  |
| 高圧炉心注水系 | 原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m ³ /h (0.69MPa [dif]において) にて注水 | 高圧炉心注水系の設計値として設定  |
| 逃がし安全弁 | 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を 同時に動作させることによる原子炉蒸気減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの 蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力 の関係から設定 |

重大事故等対策に関連する機器条件

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (3/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------|---|--|
| 原子炉スクラム信号 | 原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒) | 安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定 |
| 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉水位異常低下 (レベル2) にて自動起動 136.7m ³ /h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage]) に おいて) にて注水 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ による注水特性  |
| 低圧炉心スプレイ系 | 1,419m ³ /h (0.84MPa [dif]において) (最大1,561m ³ /h) にて注水 | 低圧炉心スプレイ系の設計値として設定  |

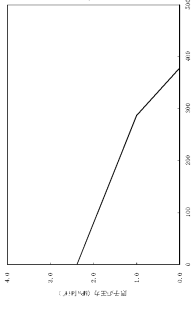
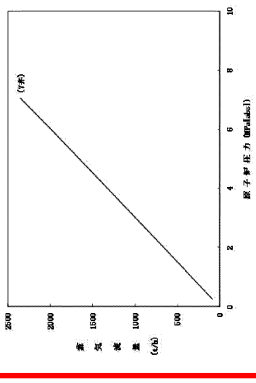
重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

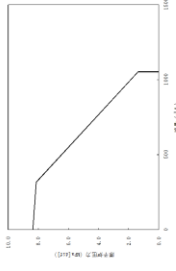
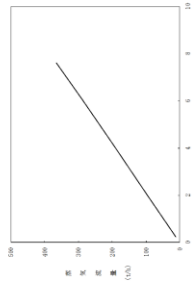
第2.7.2表 主要解析条件 (格納容器バイパス(インターフューシステム LOCA)) (4/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|------------|--|
| 逃がし安全弁による原子炉減圧操作 | 事象発生 15 分後 | インターフューシステム LOCA の発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定 |
| 高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作 | 事象発生 4 時間後 | 破断面積 10cm ² のインターフューシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定 |
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | | |

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (4/5)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|--|---|
| 低圧代替注水系 (常設) | 最大 378m ³ /h で注水 | 設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  |
| 逃がし安全弁 | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の 7 個を開すことによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁 7 個の蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 |
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | | |

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (3/4)

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|------------------|---|---|
| 高圧炉心スプレイ系 | 原子炉水位低 (レベル 1 H) にて自動起動 318~1,050 m ³ /h (8.14~1.38MPa[di f])において) にて注水 | 高圧炉心スプレイ系の設計値として設定  |
| 逃がし安全弁 | 逃がし弁機能 7. 58MPa[gage] × 2 個, 367t/h/個 7. 65MPa[gage] × 3 個, 370t/h/個 7. 72MPa[gage] × 3 個, 373t/h/個 7. 79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 6 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係>  | 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 |
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | | |

・解析条件の相違
【東海第二】
③島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、逃がし安全弁 1 弁当たりの蒸気流量をグラフに記載。

第2.7-2表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (5/5)

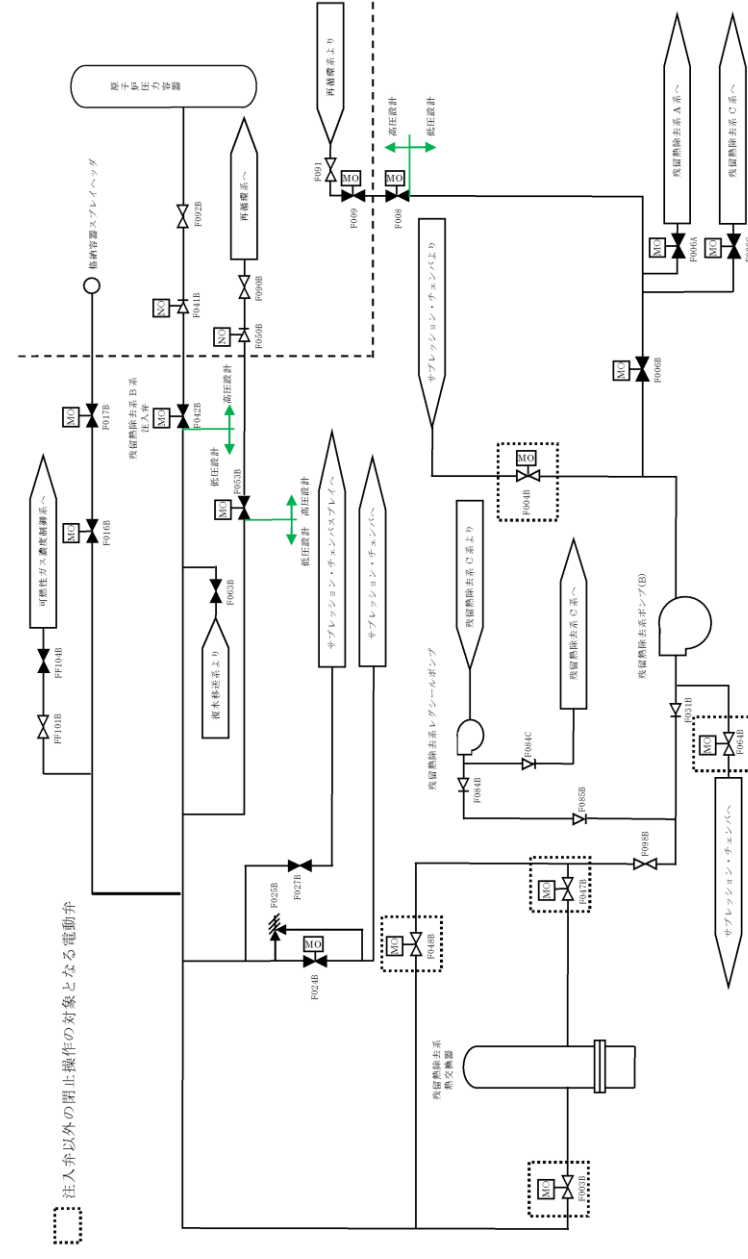
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------------|--------------------|---|
| 重大事故等対策に関する操作条件 | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 | ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間並びに低圧炉心スプレイス系及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生15分後を設定 |
| | 残留熱除去系の破断箇所隔離操作 | 破断面積約 21cm ² のISLOCA発生時における原子炉建屋原子炉棟内の現場環境条件を考慮し、現場移動時間、操作時間等を踏まえて余裕時間を確認する観点で設定 |

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格納容器バイパス (ISLOCA)) (4/4)

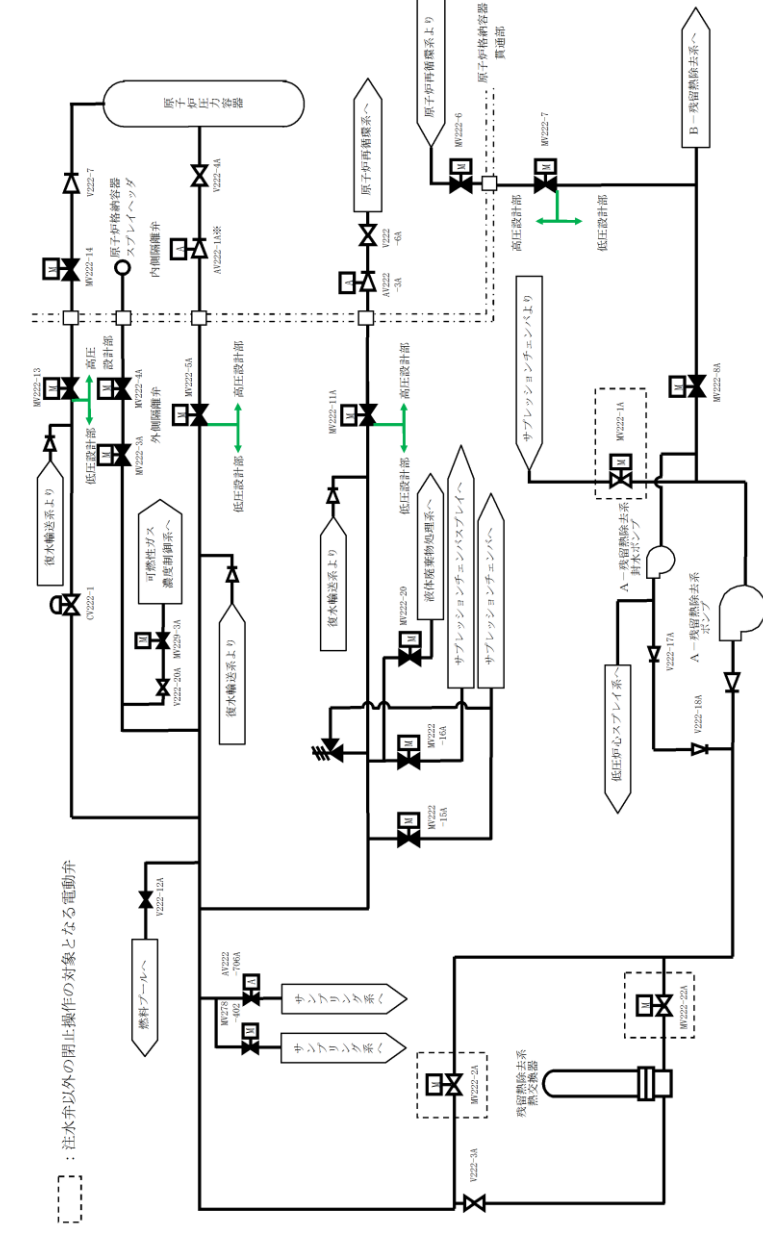
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------------|--------------------|--|
| 重大事故等対策に関する操作条件 | 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 | ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生30分後を設定。 |
| | 残留熱除去系の破断箇所隔離操作 | 破断面積合計 17cm ² のISLOCA発生時における原子炉建物原子炉区域の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定。 |

・解析条件の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|----------------------------------|--|--|----|
| | <p style="text-align: right;">添付資料2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応操作について</p> <p>残留熱除去系B系にてインターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）が発生した場合の対応操作について、以下に示す。</p> <p>ISLOCAの発生を確認した場合には、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系B系注入弁の閉止操作を実施することで低圧設計部への加圧を停止する。これに失敗した場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧することで漏えい量を抑制するとともに、可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉止操作を実施するとともに、現場操作により残留熱除去系B系注入弁を閉止する。</p> <p>また、不要な系統加圧を防止する観点で、残留熱除去系ポンプ(B)のコントロールスイッチを停止位置に固定するとともに、残留熱除去系レグシールポンプを停止する。</p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応操作について</p> <p>A-残留熱除去系にてインターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）が発生した場合の対応操作について、以下に示す。</p> <p>ISLOCAの発生を確認した場合には、中央制御室からの遠隔操作によりA-残留熱除去系注水弁の閉止操作を実施することで低圧設計部への加圧を停止する。これに失敗した場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧することで漏えい量を抑制するとともに、可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施するとともに、現場操作によりA-残留熱除去系注水弁を閉止する。</p> <p>また、不要な系統加圧を防止する観点で、A-残留熱除去ポンプのコントロールスイッチを停止位置に固定するとともに、A-残留熱除去系封水ポンプを停止する。</p> | |



第1図 I SLOCA時に中央制御室からの遠隔操作により閉止する電動弁 (残留熱除去系B系の場合)

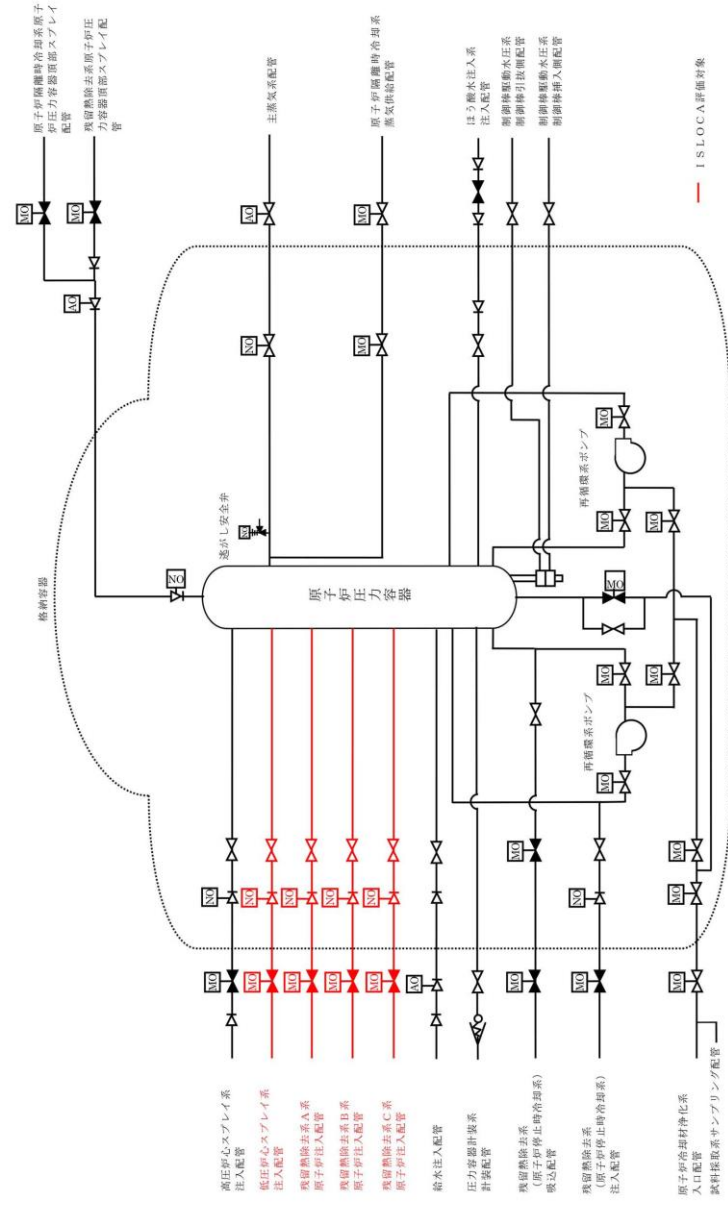


第1図 I SLOCA時に中央制御室からの遠隔操作により閉止する電動弁 (A-残留熱除去系の場合)

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|--|
| <p style="text-align: right;">添付資料2.7.1</p> <p>インターフェイスシステムLOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>インターフェイスシステムLOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステムLOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管としている。ここでは、高圧炉心注水系の低圧設計部となっている配管、弁及び計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステムLOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。</u></p> | <p style="text-align: right;">添付資料2.7.2</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>1. 評価対象系統について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」（以下「ISLOCA」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第1図に示す。</p> <p><u>ISLOCAの評価対象となる系統は、第1表に示すとおり以下の条件を基に選定している。</u></p> <p><u>①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでISLOCA発生の可能性のある系統</u></p> <p><u>②出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁の開閉試験を実施する系統</u></p> <p><u>③出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が2個以下であり、開閉試験時に隔離弁1個にて隔離機能を維持する系統</u></p> | <p style="text-align: right;">添付資料 2.7.2</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>1. 評価対象系統について</u></p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」（以下「ISLOCA」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を図1に示す。</p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し、原子炉格納容器外に系統配管があるラインは下記の通りである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系注入ライン ・残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン ・残留熱除去系炉頂部ライン ・残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン ・残留熱除去系停止時冷却モード拔出ライン ・低圧炉心スプレイ系注入ライン ・原子炉隔離時冷却系蒸気ライン ・ほう酸水注入系注入ライン ・原子炉浄化系系統入口ライン ・制御棒駆動系挿入ライン ・制御棒駆動系引抜ライン ・主蒸気系ライン ・給水系注入ライン ・試料採取系サンプリングライン ・圧力容器計装系ライン <p><u>高圧バウンダリのみで構成されている圧力容器計装系ラインは、ISLOCAの対象としない。影響の観点から、配管の口径が小さい制御棒駆動系挿入ライン、制御棒駆動系引抜ラインおよび試料採取系サンプリングラインは、評価の対象としない。</u></p> | <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCAの評価対象となる系統について、発生頻度の観点も踏まえて選定している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|---|-----------------------------------|
| | <p>以上により、ISLOCAの評価対象としては、以下が選定された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系注入配管 ・残留熱除去系（低圧注水系）A系原子炉注入配管 ・残留熱除去系（低圧注水系）B系原子炉注入配管 ・残留熱除去系（低圧注水系）C系原子炉注入配管 <p>これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し、この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。</p> <p>なお、出力運転中に隔離弁の開閉試験を実施する系統としては、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系も該当するが、開閉試験時に隔離弁1個にて隔離機能を維持する範囲は高圧設計となっている。これらの系統にて低圧設計部の圧力上昇が確認さ</p> | <p>さらに、ISLOCA発生頻度の観点から、高圧炉心スプレイ系注入ライン、残留熱除去系炉頂部ライン、原子炉隔離時冷却系蒸気ライン、ほう酸水注入系注入ライン、原子炉浄化系系統入口ライン、主蒸気系ライン及び給水系注入ラインは低圧設計部が3弁以上の弁で隔離等されていることから評価の対象としない。</p> <p>発生頻度の分析について、PRAにおいては、主に原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数及び定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮し、ISLOCAの発生確率が高いと考えられる配管（残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン、残留熱除去系停止時冷却モード拔出ライン、低圧炉心スプレイ系注入ライン）について、各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。（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 別添 島根原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について）</p> <p>表1の整理の通り、PRA上は低圧設計配管までの弁数が少なく、定期試験時のヒューマンエラーによる発生が考えられる残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインでのISLOCA発生確率が最も高い。各配管におけるISLOCAの発生頻度は、定期試験のある残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインにおいては 6.0×10^{-8} [/炉年]、低圧炉心スプレイ注入ラインにおいては 2.0×10^{-8} [/炉年]、定期試験のない残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインにおいては 5.8×10^{-10} [/炉年]、残留熱除去系停止時冷却モード拔出ラインにおいては 2.1×10^{-10} [/炉年]である。</p> <p>以上により、ISLOCAの評価対象の配管は、運転中に開閉試験を実施する系統のうち、ISLOCAが発生する可能性が最も高く、ISLOCAが発生した場合の影響が最も大きい残留熱除去系（低圧注水モード）注入ラインを選定する。</p> <p>この評価対象に対して構造健全性評価を実施し、その結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。</p> | <p>・評価対象の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--------------------------------------|--|--------------|----|
| | <p><u>れた場合には、運転手順に従い注入弁の隔離状態を確認する等、</u> <u>圧力上昇時の対応操作を実施する。</u></p> | | |



第1図 原子炉冷却材圧カバウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

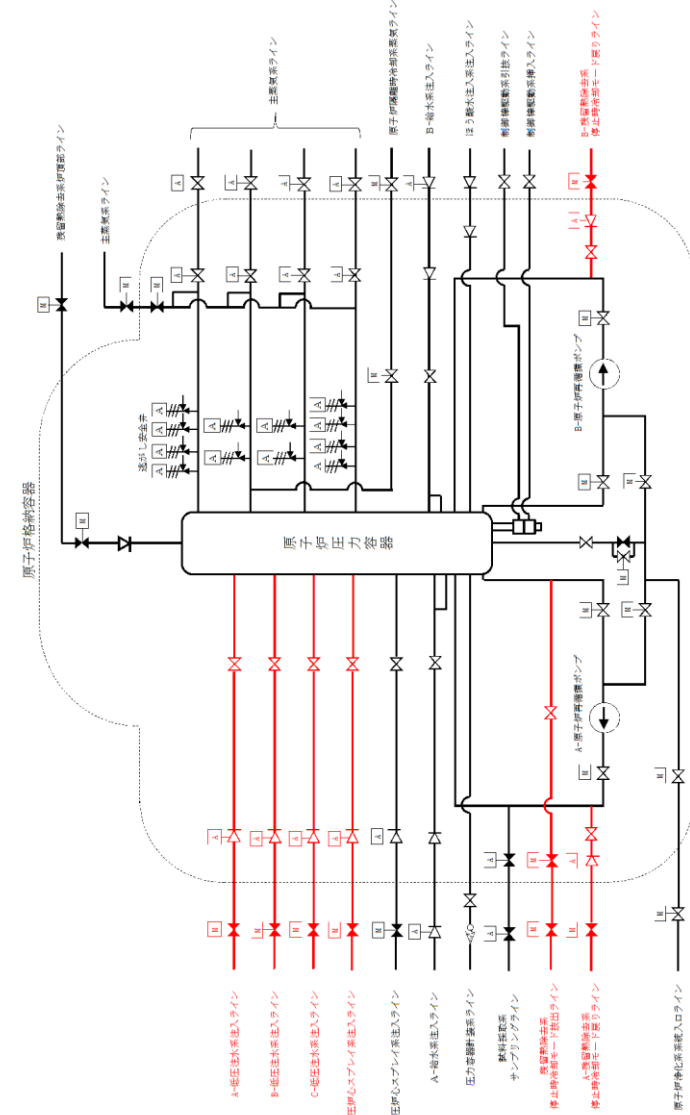


図1 原子炉冷却材圧カバウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 ISLOCAの評価対象の選定結果

| 系統名 | 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管 | 結論 | 選定結果 | | |
|-------------------|-------------------------------|------|--------|-------|----------|
| | | | ①隔離弁閉止 | ②開閉試験 | ③隔離弁2個以下 |
| 給水系 | 給水系注入配管 | 対象外 | × | — | — |
| 高圧炉心スプレイス | 高圧炉心スプレイス注入配管 | 対象外 | ○ | ○ | × |
| 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉隔離時冷却系原子炉压力容器頂部スプレイス配管 | 対象外 | ○ | ○ | × |
| | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管 | 対象外 | × | — | — |
| 低圧炉心スプレイス | 低圧炉心スプレイス注入配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| 残留熱除去系(低圧注水系) | 残留熱除去系原子炉注入配管 | 評価対象 | ○ | ○ | ○ |
| 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) | 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 吸込配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| | 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 原子炉压力容器戻り配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| 残留熱除去系 | 残留熱除去系原子炉压力容器頂部スプレイス配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| 制御棒駆動水圧系 | 制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配管 | 対象外 | × | — | — |
| | 制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配管 | 対象外 | × | — | — |
| ほう酸水注入系 | ほう酸水注入系注入配管 | 対象外 | ○ | × | — |
| 原子炉冷却材浄化系 | 原子炉冷却材浄化系入口配管 | 対象外 | × | — | — |
| 主蒸気系 | 主蒸気系配管 | 対象外 | × | — | — |
| 原子炉压力容器計装系 | 原子炉压力容器計装系配管 | 対象外 | × | — | — |
| 試料採取系 | 試料採取系サンプリング配管 | 対象外 | × | — | — |

表1 低圧設計配管までの弁数、運転中定期試験の有無及び

ISLOCA発生頻度

| 系統 | 低圧設計配管までの弁数 | 運転中定期試験の有無 | ISLOCA発生頻度[/炉年] |
|-------------------------------------|-------------|------------|-----------------------|
| 残留熱除去系(低圧注水モード) 注入ライン ^{※1} | 2弁 | 有 | 6.0×10^{-8} |
| 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン ^{※2} | 2弁 | 無 | 5.8×10^{-10} |
| 残留熱除去系停止時冷却モード抜出ライン ^{※3} | 2弁 | 無 | 2.1×10^{-10} |
| 低圧炉心スプレイス系注入ライン | 2弁 | 有 | 2.0×10^{-8} |

※1：残留熱除去系(低圧注水モード)の注入ラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の配管で構成されており、3弁目は中圧設計のラインに設置されている。中圧設計の配管は低圧設計の配管よりも破断確率が低いが、3弁目までは考慮の対象とせず、2弁目までを考慮の対象とした。

※2：残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(10.4MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の配管で構成されている。

※3：残留熱除去系停止時冷却モード抜出ラインは、原子炉压力容器から数えて2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され、2弁目以降から残留熱除去ポンプの吸込みまでの範囲は低圧設計(1.37MPa)の配管で構成されている。

また、低圧注水系についても、運転中に弁の開閉試験を実施するものの、原子炉压力容器から低圧設計部までに3弁が存在するため、インターフェイスシステムLOCAの発生頻度は高圧炉心注水系に比較して低いと考えられる。しかし、3弁目は中圧設計の配管上に存在するため、添付資料1.5.2において、過圧時もその機能が確保されることを確認していることを示した。本資料においては、低圧注水系の中圧設計部についても実耐力評価を行った結果も合わせて示す。

・評価条件の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、ISLOCA評価対象の選定において、中圧設計部の耐力を期待していないため、評価対象なし。

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|----------------------------------|
| <p>1. 想定するインターフェイスシステムLOCA 及び低圧設計部における過圧条件について</p> <p>申請解析と同様に、<u>高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着しており、原子炉注入電動弁が誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計部であるポンプ吸込配管の過圧を想定する。</u></p> <p><u>低圧設計部の配管等に対しては、運転中の原子炉圧力（約7.2MPa）及び水頭による圧力を考慮し、7.5MPaの圧力が伝播するものとして低圧設計部の構造健全性について評価を行うこととする。</u></p> <p><u>隔離弁によって高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から、隔離弁が開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的にほぼ等しい圧力で落ち着く。高圧設計部分が原子炉圧力容器に連通している場合、最終的な配管内の圧力は原子炉圧力とほぼ等しくなる。</u></p> <p><u>隔離弁の急激な開動作（以下「急開」という。）を想定した場合、高圧設計部分及び原子炉圧力容器内から配管の低圧設計部分に流れ込む水の慣性力により、配管内の圧力が一時的に原子炉圧力よりも大きくなることが知られている。この現象は水撃作用と呼ばれる^{*1}。しかし、隔離弁が緩やかな開動作をする場合、水撃作用による圧力変化は小さく、配管内の圧力が原子炉圧力を大きく上回ることはない。</u></p> | <p>2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定</p> <p><u>1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系A系に対する構造健全性評価の内容について示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェッキ弁））及び外側隔離弁（電動弁）の2個により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。</u></p> <p><u>隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。</u></p> <p><u>一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する可能性があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。</u></p> <p><u>一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスす</u></p> | <p>2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定</p> <p><u>1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して、<u>実機の系統構成、各機器の特徴を踏まえて隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価の内容について示す。</u></u></p> <p><u>なお、A-残留熱除去系（低圧注水モード）とB-残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成に大きな相違はないため、代表としてA-残留熱除去系（低圧注水モード）について評価を行った。</u></p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図を図2に示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部分と低圧設計部分とを内側隔離弁（逆止弁）及び外側隔離弁（電動仕切弁）の2弁により隔離されている。内側隔離弁（逆止弁）も運転中に弁の開閉試験を行うが、弁の前後に差圧がある場合には弁が開放しない構造であるため、外側隔離弁（電動仕切弁）が開放する事象を想定する。評価においては、<u>厳しい想定として、内側隔離弁（逆止弁）が全開した状態で外側隔離弁（電動仕切弁）が全開するとした。</u></u></p> <p><u>隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。</u></p> <p><u>一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する可能性があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。</u></p> <p><u>一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低</u></p> | <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|--|--|---|
| <p>電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、<u>約6秒</u>となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。</p> <p>文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>θ：弁の時間定数 T：弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s) μ：管路内を圧力が往復する時間(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで(α)は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長(L)を実機の<u>高圧炉心注水系の注水配管の配管長^{*2}</u>を元に保守的に<u>100m^{*3}</u>とし、水の音速(α)を1,500m/s^{*4}とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は<u>約0.14秒</u>となる。</p> <p>即ち、弁開放時間(T)を高圧炉心注水系の電動仕切弁の<u>約6秒</u>とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることはなく、<u>低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。</u></p> <p><u>なお、仮に高圧炉心注水系の電動弁開閉に伴う水撃作用が生じ</u></p> | <p>るまで低圧側の系統が加圧される。</p> <p>電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では<u>急激な開動作(以下「急開」という。)</u>とはなり難い。また、電動での開放時間は<u>約10.6秒</u>であり、電気的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。</p> <p>文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間(T)が<u>圧力波の管路内往復時間(μ)より短い場合</u>であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>T：弁の開放時間(s) μ：<u>圧力波の管路内往復時間</u>(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで、αは管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、<u>保守的に圧力波の管路内往復時間が長くなるように水の音速(α)を1,400m/s^{*2}とし、実機の残留熱除去系(低圧注水系)の注水配管の配管長を基に配管長(L)を保守的に130mとすると、圧力波の管路内往復時間(μ)は約0.19秒</u>となる。</p> <p><u>残留熱除去系の外側隔離弁(電動弁)の開放時間(T)は約10.6秒であることから、水撃作用による大きな圧力変化が生じることはなく、低圧設計部に負荷される圧力は原子炉圧力を大きく上回ることはないと考えられる。</u></p> | <p>圧側の系統が加圧される。</p> <p>電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、<u>約8秒(全ストローク217mm)</u>となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。</p> <p>文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、<u>圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合</u>であるとされている。</p> $\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$ $\mu = \frac{2L}{\alpha}$ <p>θ：<u>弁の時間定数</u> T：弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s) μ：<u>管路内を圧力が往復する時間</u>(s) L：配管長(m) α：圧力波の伝播速度(m/s)</p> <p>ここで、αは管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、<u>配管長(L)を実機の残留熱除去系(低圧注水モード)の注水配管の配管長^{*2}を元に保守的に200m^{*3}とし、水の音速(α)を1,500m/s^{*4}とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は約0.27秒</u>となる。</p> <p>即ち、<u>弁開放時間(T)を残留熱除去系(低圧注水モード)の電動仕切弁の約8秒とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることはなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。</u></p> | <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 ・設備設計の相違(L) 【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価条件の相違(α) 【東海第二】 島根2号炉は、二次格納施設内の温度として38℃での音速を設定。 ・評価結果の相違(μ) 【柏崎6/7, 東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p>た場合であっても、極めて短時間(数秒間)に起きる現象であり、かつ、大幅な圧力上昇を引き起こすことは考えにくい。さらにこの時の配管内の流体は、一次冷却材(288℃)の水が低圧部まで到達せず低温の状態であると推測され、温度による影響(熱伸び等)を受けることはない。</p> <p>また、次項以降、強度評価において、例えば配管について最も厳しいNo. ①の管の最小厚さ(ts) 8.31mm での許容圧力は約10MPa (1次一般膜応力0.6Su 適用値)であり十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ(Su)までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。</p> <p>よって、この影響は無視し得る程小さいものと考え、構造健全性評価としては考慮しないこととする。</p> <p>※1: <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2: <u>高圧炉心注水系の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約70m</u></p> <p>※3: 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。</p> <p>※4: 圧力7.2MPa[abs], 水温38℃の場合、水の音速は約1,540m/sとなる。</p> | <p>※1 <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2 <u>圧力0.01MPa[abs], 水温0℃の場合、水の音速は約1,412.3m/sとなる。なお、液体の音速の圧力及び温度の依存性は小さいが、圧力については小さいほど、温度については約70℃までは小さいほど音速は小さくなる傾向がある。</u></p> <p>以上より、<u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が10.6秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移をTRACGコードにより評価した。</u></p> <p><u>残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第2表に、圧力推移図を第2図に示す。</u></p> | <p>なお、次項にて示す強度評価において、例えば配管で最も厳しいNo.23配管の最小厚さ(ts) 13.21mmにおける許容圧力(1次一般膜応力0.6Su 適用値)は10MPaを超えており、十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ(Su)までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。</p> <p>※1: <u>水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」</u> ((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)</p> <p>※2: <u>残留熱除去系(低圧注水モード)の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約150m</u></p> <p>※3: 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。</p> <p>※4: 圧力7.2MPa[abs], 水温38℃の場合、水の音速は約1540m/sとなる。</p> <p>以上より、<u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の外側隔離弁(電動仕切弁)が8秒で全閉から全開することにより、図3に示す低圧設計部の範囲が過圧された場合の圧力推移をTRACGコードにより評価した。</u></p> <p><u>残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン過圧時の各部の圧力最大値を表2に、圧力推移図を図4に示す。</u></p> | <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、裕度に関する説明を記載。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 ・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管長の相違。 ・記載方針の相違 【東海第二】 ・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、二次格納施設内の温度として38℃を適用。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、TRACGによる解析を実施。 ・設備設計の相違 【東海第二】 設備仕様の相違。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--------------------------------------|---|--------------|------------------|----------------------|--------|-----------------|--------|------|--------|---------------------|--------|--|-----|------------------|-----------|-----|-----------|-----|----------------|-----|----------------|-----|---|
| | <p style="text-align: center;"><u>第2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値</u></p> <table border="1" data-bbox="1003 325 1665 474"> <thead> <tr> <th>位 置</th> <th>圧力最大値 (MPa[abs])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>注入弁 (F042A) 入口 (系統側)</td> <td>約 7.50</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁 (F025A) 入口</td> <td>約 7.10</td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>約 8.00</td> </tr> <tr> <td>ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口</td> <td>約 8.01</td> </tr> </tbody> </table> | 位 置 | 圧力最大値 (MPa[abs]) | 注入弁 (F042A) 入口 (系統側) | 約 7.50 | 逃がし弁 (F025A) 入口 | 約 7.10 | 熱交換器 | 約 8.00 | ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口 | 約 8.01 | <p style="text-align: center;"><u>表 2 残留熱除去系 (低圧注水モード) 注入ライン過圧時の各部の圧力最大値</u></p> <table border="1" data-bbox="1739 340 2513 571"> <thead> <tr> <th>位置*</th> <th>圧力最大値 (MPa[abs])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>注水弁入口 (①)</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>逃し弁入口 (②)</td> <td>7.4</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器 (③)</td> <td>7.9</td> </tr> <tr> <td>ポンプ出口逆止弁出口 (④)</td> <td>8.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>※数字は図3における位置を表す。</p> | 位置* | 圧力最大値 (MPa[abs]) | 注水弁入口 (①) | 7.7 | 逃し弁入口 (②) | 7.4 | 残留熱除去系熱交換器 (③) | 7.9 | ポンプ出口逆止弁出口 (④) | 8.0 | <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, TRACG による解析を実施。</p> |
| 位 置 | 圧力最大値 (MPa[abs]) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 注入弁 (F042A) 入口 (系統側) | 約 7.50 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 逃がし弁 (F025A) 入口 | 約 7.10 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 熱交換器 | 約 8.00 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口 | 約 8.01 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 位置* | 圧力最大値 (MPa[abs]) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 注水弁入口 (①) | 7.7 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 逃し弁入口 (②) | 7.4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系熱交換器 (③) | 7.9 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ポンプ出口逆止弁出口 (④) | 8.0 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

・資料構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

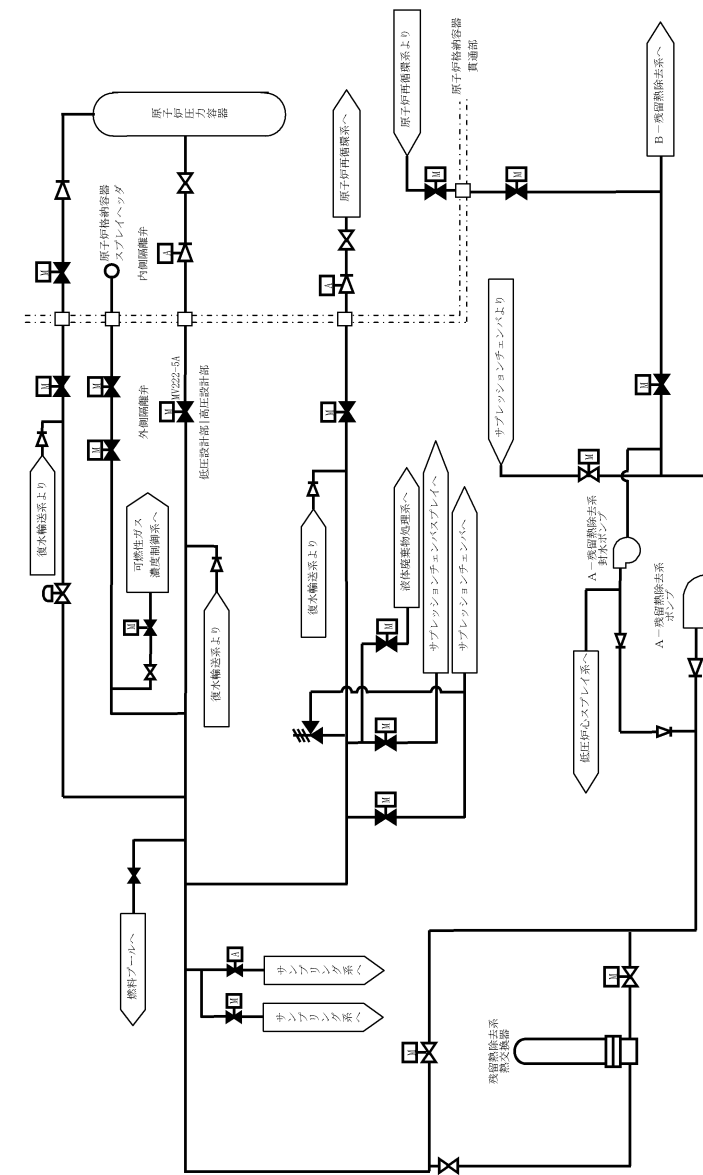


図2 A-残熱除去系(低圧注水モード)注入ライン概要図

・資料構成の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

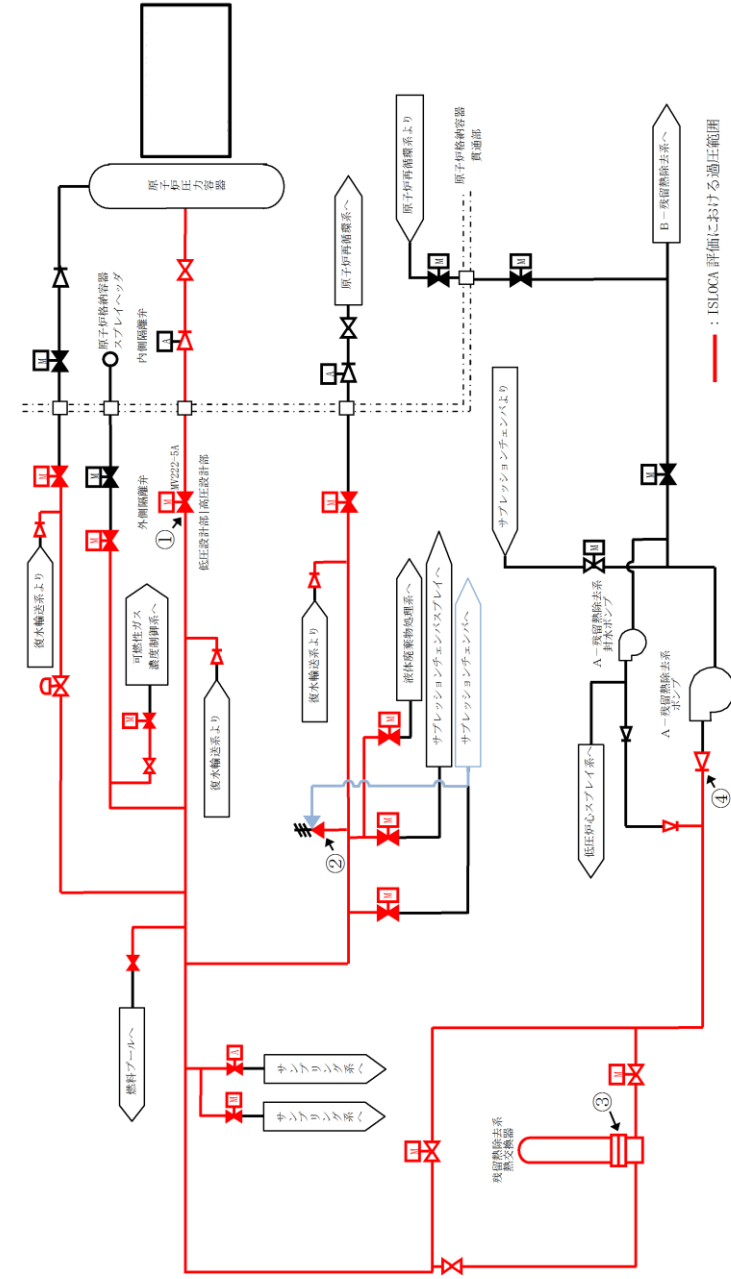
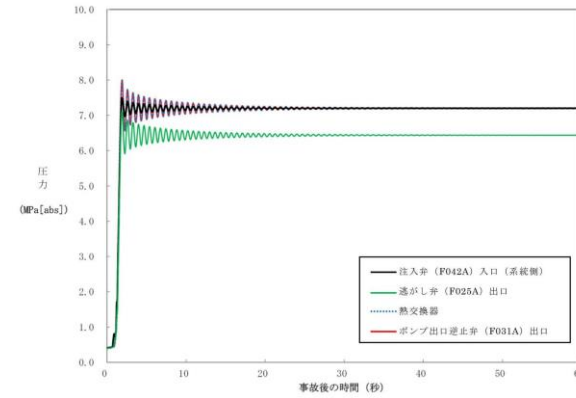


図3 残熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時評価概要図



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力（7.2MPa[abs]）に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力（約 8.01MPa[abs]）まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧（0.24MPa）を加えた約 8.25MPa[abs] を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage] が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

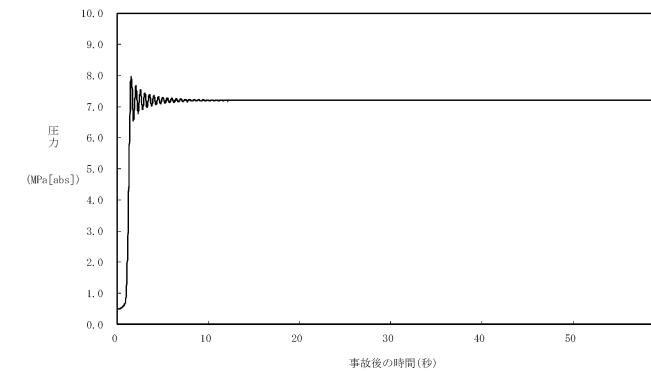


図 4 残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン過圧時の圧力推移例（ポンプ出口逆止弁出口位置）

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉圧力容器側）の圧力 [] に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力 [] まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、TRACG の解析結果を踏まえ、隔離弁開直後の最大圧力と系統待機水の温度（室温程度）との組み合わせ、隔離弁開から 10 秒程度以降の静定圧力と静定温度（炉圧及び炉水温度相当）との組み合わせを考慮して評価圧力・温度を設定し、評価対象機器の構造健全性評価を実施した。

[]

として評価を実施した。

また、破断面積の算出においては、隔離弁開直後の最大圧力と漏えい発生後の静定温度を保守的に組み合わせることで評価を実施した。

[]

- ・解析結果の相違
- 【東海第二】
- ・記載方針の相違
- 【柏崎 6/7】
- 島根 2 号炉は、TRACG による解析を実施。
- ・資料構成の相違
- 【柏崎 6/7】
- 柏崎 6/7 の評価条件については、「1. 想定するインターフェイスシステム LOCA 及び低圧設計部における過圧条件について」に記載。
- 柏崎 6/7 の評価結果については、「3. 構造健全性評価の結果」に記載。
- ・評価方針の相違
- 【東海第二】
- 東海第二の構造健全性評価においては、保守的に圧力の最大値が系統に負荷され続ける

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--------------------------------------|-------------------------|--------------|---|
| | | | <p>ことを想定しているが、島根2号炉は、現実的な条件にて評価を実施。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|--|
| <p>2. 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p><u>高圧炉心注水系の低圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記対象範囲について評価を行った。</u></p> <p>a) <u>配管 (ドレン/ベント, 計装配管等の小口径配管も対象を含む)</u></p> <p>b) <u>計装設備 (ポンプ吸込側に設置されている圧力計)</u></p> <p>c) <u>弁 (圧力バウンダリとなる弁)</u></p> <p>d) <u>フランジ部 (ボルトの伸びによる漏えい量評価を実施)</u></p> <p>e) <u>ポンプ (ポンプ吸込側の低圧設計部)</u></p> <p>具体的な対象箇所については図1-1 から図1-5 に示す。</p> | <p>3. 構造健全性評価</p> <p>3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して2.で評価した圧力 (8.2MPa[gage]), 温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。</p> <p>① 熱交換器</p> <p>② 逃がし弁</p> <p>③ 弁</p> <p>④ 計器</p> <p>⑤ 配管・配管フランジ部</p> <p>詳細な評価対象箇所を第3図及び第3表に示す。</p> | <p>3. 構造健全性評価</p> <p>3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について</p> <p><u>残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して2.で評価した圧力 (7.4MPa[gage]), 温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。</u></p> <p>① <u>熱交換器</u></p> <p>② <u>逃がし弁</u></p> <p>③ <u>弁</u></p> <p>④ <u>計器</u></p> <p>⑤ <u>配管・配管フランジ部</u></p> <p>詳細な評価対象箇所を図5及び表3に示す。</p> | <p>・評価対象の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違 【柏崎 6/7】</p> |

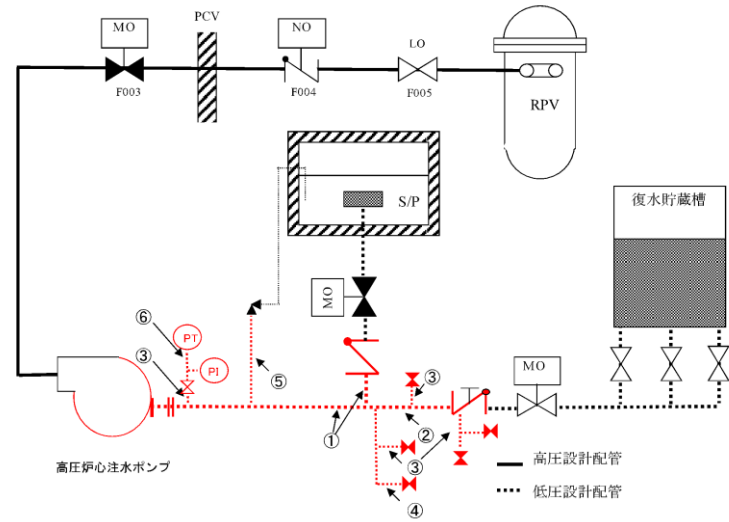


図1-1 評価対象の配管範囲

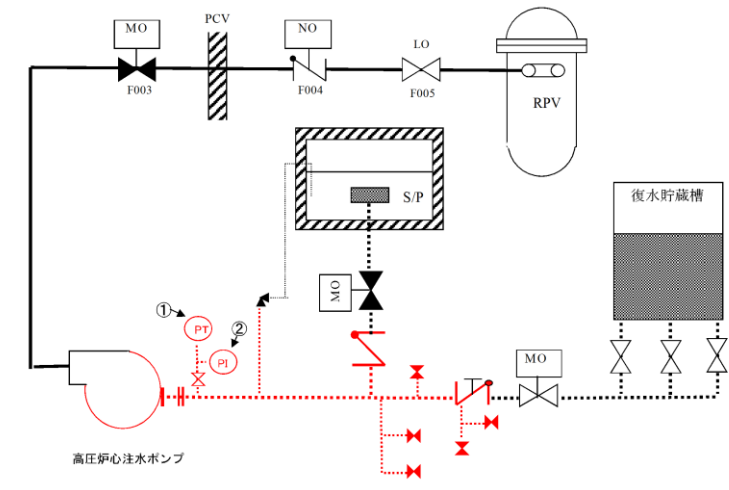
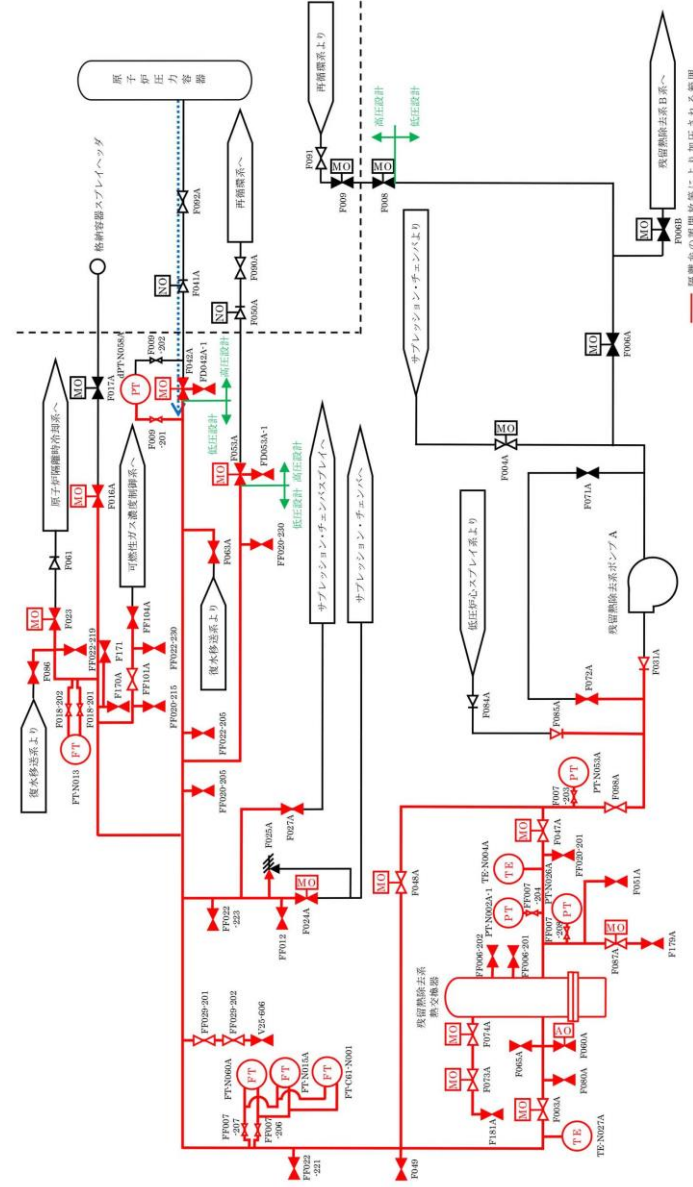


図1-2 評価対象の計装設備



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

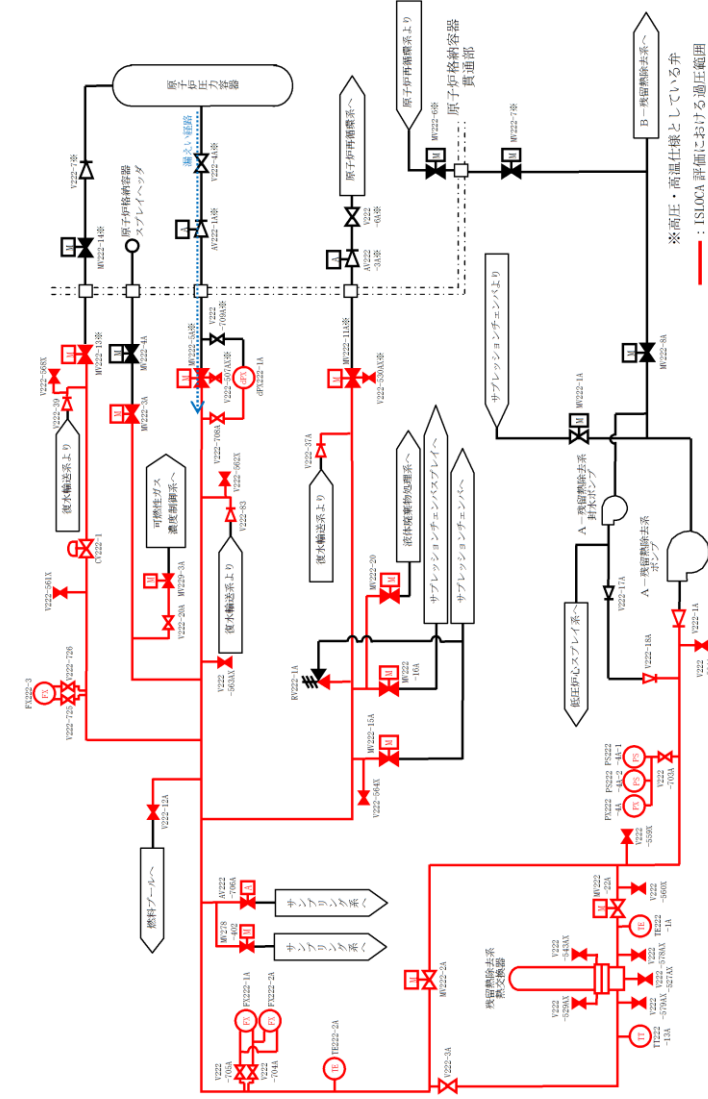


図5 評価対象範囲系統図

備考
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

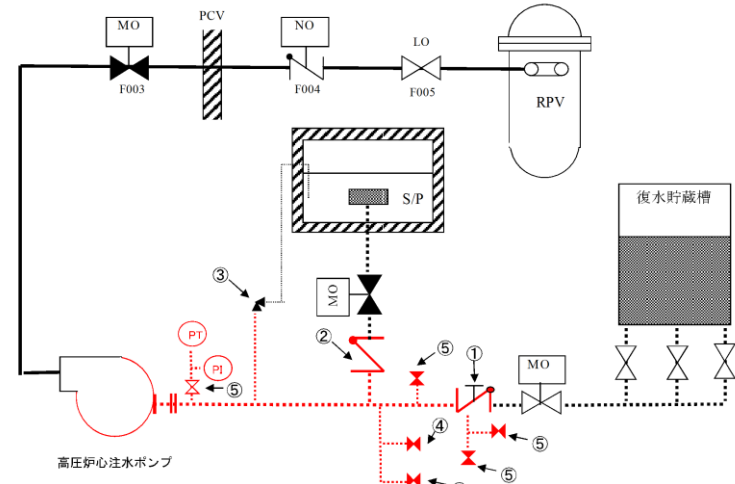


図1-3 評価対象の弁

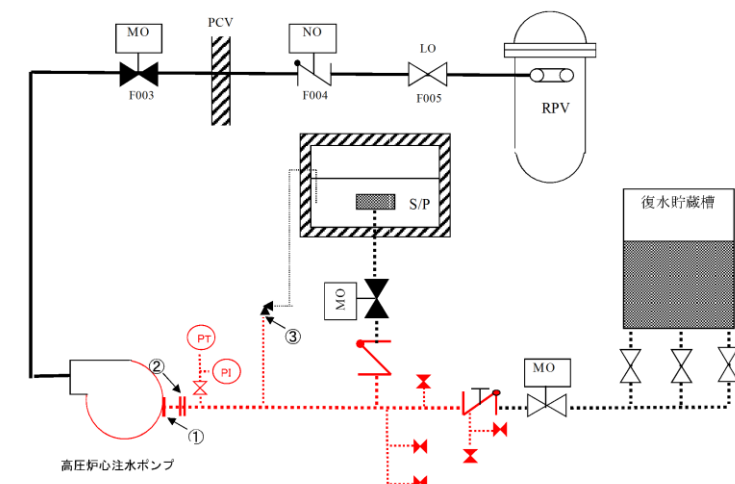


図1-4 評価対象のフランジ

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

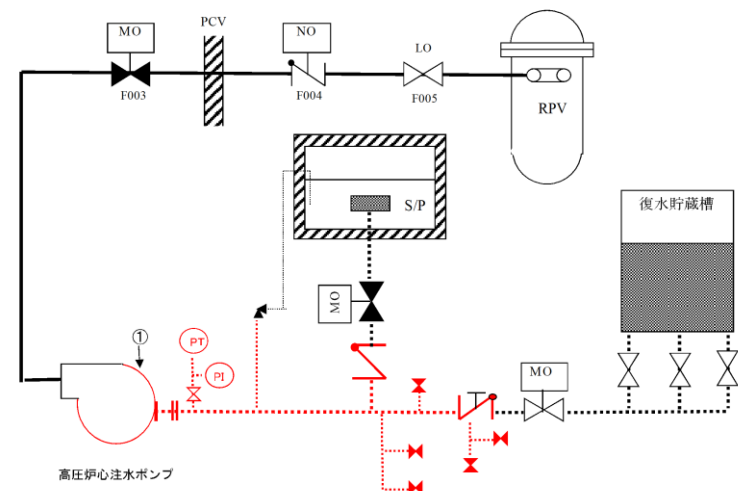


図1-5 評価対象のポンプ

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】

第3表 評価対象範囲に設置された機器

| 機 器 | | 弁番号, 個数等 |
|-----|-------|--|
| ① | 熱交換器 | 1 個 |
| ② | 逃がし弁 | 1 個 F025A |
| ③ | 弁 | プロセス弁 20 個 F003A, F016A, F023, F024A, F027A, F031A, F047A, F048A, F049, F051A, F053A, F063A, F085A, F086, F087A, F098A, F170A, FF012, FF101A, FF104A |
| | その他の弁 | ベント弁 ドレン弁 17 個 F065A, F072A, F073A, F074A, F080A, F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230 |
| | | 計器 隔離弁 10 個 FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF009-201, FF018-201, FF018-202 |
| | | サンプル弁 4 個 F060A, FF029-201, FF029-202, V25-606 |
| ④ | 計 器 | 10 個 TE-N004A, TE-N027A, PT-N002A-1, PT-N026A, PT-N053A, dPT-N058A, FT-N013, FT-N015A, FT-N060A, FT-C61-N001 |
| ⑤ | 配 管 | 1 式 |

表3 評価対象範囲に設置された機器

| 機 器 | | 弁番号, 個数等 |
|------------|-------|---|
| 残留熱除去系熱交換器 | | 1 個 |
| 逃がし弁 | | 1 台 RV222-1A |
| 弁 | プロセス弁 | 19 台 V222-1A, V222-3A, V222-12A, V222-18A, V222-20A, V222-39, V222-37A, V222-83, MV222-2A, MV222-3A, MV222-5A, MV222-11A, MV222-13, MV222-15A, MV222-16A, MV222-20, MV222-22A, MV229-3A, CV222-1 |
| | その他の弁 | ベント弁 ドレン弁 15 台 V222-504A, V222-507AX, V222-527AX, V222-529AX, V222-530AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX |
| | | 計器 隔離弁 6 台 V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726 |
| | | サンプル 弁 2 台 AV222-706A, MV278-402 |
| 計器 | | 10 個 PS222-4A-1, PS222-4A-2, PX222-4A, FX222-1A, FX222-2A, FX222-3, dPX222-1A, TE222-1A, TE222-2A, TT222-13A |
| 低圧注水系配管 | | 1 式 |

・設備設計の相違
【東海第二】
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------|--|-----------------------------------|----------------------|--|----------------------|--|-----|-------|-------|-------|---|-----|-------|-------|-------|---|------|-----|-----------------------------------|----------------------|--|------|-------|-------|-------|---|--|---|
| | <p>3.2 構造健全性評価の結果</p> <p>(1) <u>熱交換器 (別紙3)</u></p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「東海第二発電所 工事計画認可申請書」(以下「既工認」という。)を基に設計上の裕度を確認し、裕度が評価上の想定圧力(8.2MPa[gage])と系統の最高使用圧力(3.45MPa[gage])との比である2.4より大きい部位を除く胴板(厚肉部、薄肉部)、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。</p> <p><u>a. 胴側胴板(厚肉部、薄肉部)</u></p> <p>「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) <第I編 軽水炉規格> (JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格」という。) 「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し、胴板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="967 1167 1712 1241"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材 料</th> <th>実機の最小厚さ [t₀] (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ [t] (mm)</th> <th>判 定[*] (t₀ ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>厚肉部</td> <td>SB410</td> <td>53.32</td> <td>35.71</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>薄肉部</td> <td>SB410</td> <td>37.05</td> <td>35.71</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</small></p> <p><u>b. 胴側鏡板</u></p> <p>設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用し、胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="967 1562 1712 1617"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材 料</th> <th>実機の最小厚さ [t₀] (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ [t] (mm)</th> <th>判 定[*] (t₀ ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴側鏡板</td> <td>SB410</td> <td>56.95</td> <td>35.08</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</small></p> <p><u>c. 胴側入口・出口管台</u></p> <p>設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> | 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t ₀] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判 定 [*] (t ₀ ≥ t) | 厚肉部 | SB410 | 53.32 | 35.71 | ○ | 薄肉部 | SB410 | 37.05 | 35.71 | ○ | 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t ₀] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判 定 [*] (t ₀ ≥ t) | 胴側鏡板 | SB410 | 56.95 | 35.08 | ○ | <p>3.2 構造健全性評価の結果</p> <p>(1) <u>熱交換器 (別紙2)</u></p> <p>隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「島根原子力発電所 工事計画認可申請書」(以下「既工認」という。)を基に設計上の裕度を確認し、裕度が2以上の部位を除く水室フランジ、水室フランジボルト、管板及び伝熱管について評価した。</p> | <p>・資料構成の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、「3. 構造健全性評価の結果」に記載。</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> |
| 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t ₀] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判 定 [*] (t ₀ ≥ t) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 厚肉部 | SB410 | 53.32 | 35.71 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 薄肉部 | SB410 | 37.05 | 35.71 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t ₀] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判 定 [*] (t ₀ ≥ t) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 胴側鏡板 | SB410 | 56.95 | 35.08 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t _s](mm) | 計算上必要な厚さ [t](mm) | 判 定* (t _s ≥ t) |
|---------------|--------|----------------------------------|---------------------|------------------------------|
| 胴体入口・ 出口管台 | SF490A | 14.55 | 8.62 | ○ |

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | ボルトの 実機の断面積 (mm ²) | ボルトの 必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判 定* |
|-------|--------------------------------------|--------------------------------------|---------------|---------------|------|
| フランジ部 | 106,961 | 74,184 | 239 | 262 | ○ |

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

a. 水室フランジ、水室フランジボルト

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 判定* |
|-----------|----------------------|------------------------|-----|
| 水室フランジ | 120MPa (発生応力) | 438MPa (許容応力) | ○ |
| 水室フランジボルト | 64,029 (ボルトの総断面積) | 26,161 (ボルトの必要な断面積) | ○ |

※水室フランジについては、発生応力が許容応力以下であること、水室フランジボルトについては、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であること

b. 管板

設計・建設規格「PVC-3510 管穴の中心間距離および管板の厚さ規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t _s](mm) | 計算上必要な厚さ [t](mm) | 判定* (t _s ≥ t) |
|------|--------|----------------------------------|---------------------|-----------------------------|
| 管板 | SFVC2B | □ | 163 | ○ |

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

c. 伝熱管

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 材 料 | 実機の最小厚さ [t _s](mm) | 計算上必要な厚さ [t](mm) | 判定* (t _s ≥ t) |
|------|----------|----------------------------------|---------------------|-----------------------------|
| 伝熱管 | SUS304TB | □ | □ | ○ |

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

・評価結果の相違
【東海第二】

・評価対象の相違
【東海第二】
設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。

・評価対象の相違
【東海第二】
設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------|---|---------------|--------------|---------------|-----|----|-----|-----|---|------|---------------|---------------|-----|----|----|----|---|------|--------------|--------------|-----|---------|-----|-----|---|--|------|--------------|--------------|-----|----|---|-----|---|------|---------------|---------------|-----|----|----|----|---|------|--------------|--------------|-----|---------|---|-----|---|---|
| | <p>(2) 逃がし弁 (別紙4)</p> <p>a. 弁座 設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 531 1709 585"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁座</td> <td>2.8</td> <td>0.7</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁体 弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 978 1700 1033"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生せん断応力 (MPa)</th> <th>許容せん断応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁体</td> <td>81</td> <td>88</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 発生せん断応力が許容せん断応力以下であること</p> <p>c. 弁本体の耐圧部 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="964 1470 1709 1524"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁本体の耐圧部</td> <td>9.0</td> <td>1.2</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> | 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判定* | 弁座 | 2.8 | 0.7 | ○ | 評価部位 | 発生せん断応力 (MPa) | 許容せん断応力 (MPa) | 判定* | 弁体 | 81 | 88 | ○ | 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | 弁本体の耐圧部 | 9.0 | 1.2 | ○ | <p>(2) 逃がし弁 (別紙3)</p> <p>a. 弁座 設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さが必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1774 548 2475 651"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁座</td> <td>□</td> <td>0.8</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁体 弁体下面にかかる圧力(7.4MPa)が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1760 993 2484 1098"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生せん断応力 (MPa)</th> <th>許容せん断応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁体</td> <td>41</td> <td>88</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※発生せん断応力が許容せん断応力以下であること</p> <p>c. 弁本体の耐圧部 設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1760 1486 2490 1591"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>必要な最小厚さ (mm)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁本体の耐圧部</td> <td>□</td> <td>0.3</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> | 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | 弁座 | □ | 0.8 | ○ | 評価部位 | 発生せん断応力 (MPa) | 許容せん断応力 (MPa) | 判定* | 弁体 | 41 | 88 | ○ | 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | 弁本体の耐圧部 | □ | 0.3 | ○ | <p>備考</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> |
| 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁座 | 2.8 | 0.7 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 発生せん断応力 (MPa) | 許容せん断応力 (MPa) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁体 | 81 | 88 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁本体の耐圧部 | 9.0 | 1.2 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁座 | □ | 0.8 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 発生せん断応力 (MPa) | 許容せん断応力 (MPa) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁体 | 41 | 88 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 必要な最小厚さ (mm) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁本体の耐圧部 | □ | 0.3 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------|--|---------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|------------|------------|-----|----------|-------|-------|-----|-----|---|------|------------|------------|-----|----------|----|-----|---|--|------|------------|------------|-----|------------|----|-----|---|-----------------------|----|---------------------------------|---|---|
| | <p>d. 弁耐圧部の接合部</p> <p><u>設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。</u></p> <table border="1" data-bbox="967 411 1712 485"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm²)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm²)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁耐圧部の接合部</td> <td>481.3</td> <td>438.5</td> <td>214</td> <td>142</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること</p> <p>上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、<u>ボンネットナット締付部の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</u></p> <table border="1" data-bbox="967 1178 1712 1234"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁耐圧部の接合部</td> <td>67</td> <td>152</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 発生応力が許容応力以下であること</p> | 評価部位 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | 弁耐圧部の接合部 | 481.3 | 438.5 | 214 | 142 | ○ | 評価部位 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | 弁耐圧部の接合部 | 67 | 152 | ○ | <p>d. 弁耐圧部の接合部</p> <p>ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、<u>ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</u></p> <table border="1" data-bbox="1760 1178 2490 1362"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボンネットナット座面</td> <td>68</td> <td>632</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面</td> <td>52</td> <td>438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※発生応力が許容応力以下であること</p> | 評価部位 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | ボンネットナット座面 | 68 | 632 | ○ | ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面 | 52 | 438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板) | ○ | <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の安全弁は、ボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチする構造。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> |
| 評価部位 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁耐圧部の接合部 | 481.3 | 438.5 | 214 | 142 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁耐圧部の接合部 | 67 | 152 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ボンネットナット座面 | 68 | 632 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面 | 52 | 438 (ボンネットフランジ) 392 (リフト制限板) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------|---|-------------------------------|--------------------------|---------------------------|---------------|---------------------------|-------|-------|------|------|---|-------|-------|------|-----|---|-------|-------|------|------|---|-------|-------|------|-----|---|-------|-------|------|-----|---|-------|-------|------|------|---|-------|-------|------|------|---|------|-------|-----|-----|---|-------|-------|------|-----|---|------|-------|-----|-----|---|-------|-------|------|------|---|-------|-------|------|-----|---|-------|-------|-----|-----|---|-------|-------|------|-----|---|-------|-------|-----|-----|---|-------|-------|-----|-----|---|-----------|--------|------|-----|---|-----------|--------|------|-----|---|-----|-------------------------------|-------------------------------|------------|------------|------|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|-------|-------|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|------|-------|-------|-----|-----|---|-------|-------|-------|-----|-----|---|------|-----|-----|-----|-----|---|-------|--------|--------|-----|-----|---|-------|-------|-------|-----|-----|---|-------|-------|-------|-----|-----|---|-------|-------|-------|-----|-----|---|-------|-----|-----|-----|-----|---|-------|-----|-----|----|-----|---|-----------|-----|-----|----|-----|---|-----------|-----|-----|----|-----|---|--|------|--------------------------------|-------------------|--------------------------|---------|-----|---------|---|--|
| | <p>(3) 弁 (別紙5)</p> <p>a. 弁本体</p> <p>設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="961 531 1709 894"> <thead> <tr> <th>弁番号</th> <th>材 料</th> <th>実機の最小厚さ (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ (mm)</th> <th>判 定* (t_s ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>F003A</td><td>SCPH2</td><td>22.0</td><td>10.6</td><td>○</td></tr> <tr><td>F016A</td><td>SCPL1</td><td>20.0</td><td>9.5</td><td>○</td></tr> <tr><td>F024A</td><td>SCPL1</td><td>24.0</td><td>10.9</td><td>○</td></tr> <tr><td>F027A</td><td>SCPH2</td><td>10.0</td><td>3.2</td><td>○</td></tr> <tr><td>F031A</td><td>SCPH2</td><td>22.5</td><td>9.8</td><td>○</td></tr> <tr><td>F047A</td><td>SCPH2</td><td>22.0</td><td>10.6</td><td>○</td></tr> <tr><td>F048A</td><td>SCPH2</td><td>31.0</td><td>14.6</td><td>○</td></tr> <tr><td>F049</td><td>SCPH2</td><td>7.0</td><td>4.1</td><td>○</td></tr> <tr><td>F063A</td><td>SCPH2</td><td>11.0</td><td>4.1</td><td>○</td></tr> <tr><td>F086</td><td>SCPH2</td><td>8.0</td><td>2.0</td><td>○</td></tr> <tr><td>F098A</td><td>SCPH2</td><td>23.0</td><td>11.1</td><td>○</td></tr> <tr><td>F170A</td><td>SCPL1</td><td>16.0</td><td>6.4</td><td>○</td></tr> <tr><td>F065A</td><td>SCPH2</td><td>8.0</td><td>3.1</td><td>○</td></tr> <tr><td>F072A</td><td>SCPH2</td><td>11.0</td><td>4.1</td><td>○</td></tr> <tr><td>F080A</td><td>SCPH2</td><td>9.0</td><td>2.3</td><td>○</td></tr> <tr><td>F060A</td><td>SCPH2</td><td>6.5</td><td>1.2</td><td>○</td></tr> <tr><td>FF029-201</td><td>SUS304</td><td>12.5</td><td>1.5</td><td>○</td></tr> <tr><td>FF029-202</td><td>SUS304</td><td>12.5</td><td>1.5</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁耐圧部の接合部</p> <p>設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、F086、F080A、F060A、FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容圧力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="961 1444 1709 1822"> <thead> <tr> <th>弁番号</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm²)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm²)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>判 定*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>F003A</td><td>13,672</td><td>18,675</td><td>261</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F016A</td><td>11,033</td><td>14,288</td><td>246</td><td>168</td><td>-</td></tr> <tr><td>F024A</td><td>16,406</td><td>15,451</td><td>213</td><td>168</td><td>-</td></tr> <tr><td>F027A</td><td>1,758</td><td>2,919</td><td>206</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F031A</td><td>13,400</td><td>11,610</td><td>305</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F047A</td><td>13,672</td><td>18,675</td><td>261</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F048A</td><td>11,033</td><td>24,157</td><td>171</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F049</td><td>2,770</td><td>3,818</td><td>189</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F063A</td><td>1,803</td><td>2,061</td><td>206</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F086</td><td>901</td><td>694</td><td>117</td><td>177</td><td>○</td></tr> <tr><td>F098A</td><td>11,241</td><td>13,372</td><td>317</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F170A</td><td>5,411</td><td>6,259</td><td>163</td><td>168</td><td>-</td></tr> <tr><td>F065A</td><td>1,203</td><td>1,073</td><td>210</td><td>165</td><td>-</td></tr> <tr><td>F072A</td><td>1,803</td><td>2,061</td><td>206</td><td>177</td><td>-</td></tr> <tr><td>F080A</td><td>901</td><td>833</td><td>116</td><td>177</td><td>○</td></tr> <tr><td>F060A</td><td>321</td><td>190</td><td>98</td><td>165</td><td>○</td></tr> <tr><td>FF029-201</td><td>601</td><td>318</td><td>73</td><td>165</td><td>○</td></tr> <tr><td>FF029-202</td><td>601</td><td>318</td><td>73</td><td>165</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること</p> | 弁番号 | 材 料 | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判 定* (t _s ≥ t) | F003A | SCPH2 | 22.0 | 10.6 | ○ | F016A | SCPL1 | 20.0 | 9.5 | ○ | F024A | SCPL1 | 24.0 | 10.9 | ○ | F027A | SCPH2 | 10.0 | 3.2 | ○ | F031A | SCPH2 | 22.5 | 9.8 | ○ | F047A | SCPH2 | 22.0 | 10.6 | ○ | F048A | SCPH2 | 31.0 | 14.6 | ○ | F049 | SCPH2 | 7.0 | 4.1 | ○ | F063A | SCPH2 | 11.0 | 4.1 | ○ | F086 | SCPH2 | 8.0 | 2.0 | ○ | F098A | SCPH2 | 23.0 | 11.1 | ○ | F170A | SCPL1 | 16.0 | 6.4 | ○ | F065A | SCPH2 | 8.0 | 3.1 | ○ | F072A | SCPH2 | 11.0 | 4.1 | ○ | F080A | SCPH2 | 9.0 | 2.3 | ○ | F060A | SCPH2 | 6.5 | 1.2 | ○ | FF029-201 | SUS304 | 12.5 | 1.5 | ○ | FF029-202 | SUS304 | 12.5 | 1.5 | ○ | 弁番号 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判 定* | F003A | 13,672 | 18,675 | 261 | 177 | - | F016A | 11,033 | 14,288 | 246 | 168 | - | F024A | 16,406 | 15,451 | 213 | 168 | - | F027A | 1,758 | 2,919 | 206 | 177 | - | F031A | 13,400 | 11,610 | 305 | 177 | - | F047A | 13,672 | 18,675 | 261 | 177 | - | F048A | 11,033 | 24,157 | 171 | 177 | - | F049 | 2,770 | 3,818 | 189 | 177 | - | F063A | 1,803 | 2,061 | 206 | 177 | - | F086 | 901 | 694 | 117 | 177 | ○ | F098A | 11,241 | 13,372 | 317 | 177 | - | F170A | 5,411 | 6,259 | 163 | 168 | - | F065A | 1,203 | 1,073 | 210 | 165 | - | F072A | 1,803 | 2,061 | 206 | 177 | - | F080A | 901 | 833 | 116 | 177 | ○ | F060A | 321 | 190 | 98 | 165 | ○ | FF029-201 | 601 | 318 | 73 | 165 | ○ | FF029-202 | 601 | 318 | 73 | 165 | ○ | <p>(3) 弁 (別紙4)</p> <p>a. 弁本体</p> <p>設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な最小厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> <table border="1" data-bbox="1754 531 2502 663"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の最小厚さ [t_s] (mm)</th> <th>計算上必要な厚さ [t] (mm)</th> <th>判定※ (t_s ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁本体の耐圧部</td> <td style="border: 2px solid black;">[]</td> <td>0.2~3.3</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること</p> <p>b. 弁耐圧部の接合部</p> | 評価部位 | 実機の最小厚さ [t _s] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判定※ (t _s ≥ t) | 弁本体の耐圧部 | [] | 0.2~3.3 | ○ | <p>備考</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、当該評価によるスクリーニングを実施しておらず、全ての評価を実施している。</p> |
| 弁番号 | 材 料 | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判 定* (t _s ≥ t) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F003A | SCPH2 | 22.0 | 10.6 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F016A | SCPL1 | 20.0 | 9.5 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F024A | SCPL1 | 24.0 | 10.9 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F027A | SCPH2 | 10.0 | 3.2 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F031A | SCPH2 | 22.5 | 9.8 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F047A | SCPH2 | 22.0 | 10.6 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F048A | SCPH2 | 31.0 | 14.6 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F049 | SCPH2 | 7.0 | 4.1 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F063A | SCPH2 | 11.0 | 4.1 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F086 | SCPH2 | 8.0 | 2.0 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F098A | SCPH2 | 23.0 | 11.1 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F170A | SCPL1 | 16.0 | 6.4 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F065A | SCPH2 | 8.0 | 3.1 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F072A | SCPH2 | 11.0 | 4.1 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F080A | SCPH2 | 9.0 | 2.3 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F060A | SCPH2 | 6.5 | 1.2 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FF029-201 | SUS304 | 12.5 | 1.5 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FF029-202 | SUS304 | 12.5 | 1.5 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁番号 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判 定* | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F003A | 13,672 | 18,675 | 261 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F016A | 11,033 | 14,288 | 246 | 168 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F024A | 16,406 | 15,451 | 213 | 168 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F027A | 1,758 | 2,919 | 206 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F031A | 13,400 | 11,610 | 305 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F047A | 13,672 | 18,675 | 261 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F048A | 11,033 | 24,157 | 171 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F049 | 2,770 | 3,818 | 189 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F063A | 1,803 | 2,061 | 206 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F086 | 901 | 694 | 117 | 177 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F098A | 11,241 | 13,372 | 317 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F170A | 5,411 | 6,259 | 163 | 168 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F065A | 1,203 | 1,073 | 210 | 165 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F072A | 1,803 | 2,061 | 206 | 177 | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F080A | 901 | 833 | 116 | 177 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| F060A | 321 | 190 | 98 | 165 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FF029-201 | 601 | 318 | 73 | 165 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FF029-202 | 601 | 318 | 73 | 165 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 実機の最小厚さ [t _s] (mm) | 計算上必要な厚さ [t] (mm) | 判定※ (t _s ≥ t) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 弁本体の耐圧部 | [] | 0.2~3.3 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

また、上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット締付部の発生応力が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

| 弁番号 | 伸び量 (mm) | ガスケット復元量 (mm) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* |
|-------|----------|---------------|---|---|-----|
| F003A | 0.008 | 0.1 | — | — | ○ |
| F016A | 0.004 | 0.1 | — | — | ○ |
| F024A | -0.023 | — | ボンネットナット座面：128 | ボンネットナット座面：427 | ○ |
| F027A | 0.015 | 0.1 | — | — | ○ |
| F031A | -0.029 | — | ボンネットナット座面：95 | ボンネットナット座面：596 | ○ |
| F047A | 0.008 | 0.1 | — | — | ○ |
| F048A | 0.063 | 0.1 | — | — | ○ |
| F049 | 0.001 | 0.1 | — | — | ○ |
| F063A | 0.011 | 0.2 | — | — | ○ |
| F098A | 0.032 | 0.2 | — | — | ○ |
| F170A | 0.016 | 0.2 | — | — | ○ |
| F065A | -0.016 | — | ボンネットナット座面：202 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面：134 | ボンネットナット座面：360 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面：194 | ○ |
| F072A | 0.011 | 0.2 | — | — | ○ |

※ 伸び量がプラスの場合は、伸び量がガスケット復元量以下であること。伸び量がマイナスの場合は、発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 弁番号 | 設計圧力 | 設計温度 |
|-------|------------|---------|------|
| プロセス弁 | F023、F061A | 8.62MPa | 302℃ |

また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | 判定* |
|-----------------------|------------|-------------------------------------|-----|
| ボンネットナット座面 | 36~280 | 524~865 | ○ |
| ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面 | 45~92 | 438 (ボンネットフランジ) 407~438 (弁箱フランジ) | ○ |

※発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 弁番号 | 設計圧力 | 設計温度 |
|-------|-----------|------------|--------------|
| プロセス弁 | MV222-5A | 8.62MPa | 302℃ |
| | MV222-11A | 10.4MPa | 302℃ |
| | MV222-13 | 8.62MPa | 302℃ |
| その他の弁 | ドレン弁 | V222-507AX | 8.62MPa 302℃ |
| | ベント弁 | V222-530AX | 10.4MPa 302℃ |

また、以下の弁は設計・建設規格第I編 別表1にて温度300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

・設備設計の相違
【東海第二】
島根2号炉の弁は、ボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチする構造。

・評価結果の相違
【東海第二】

・設備設計の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

| 評価部位 | 弁番号 | 許容圧力 | |
|-------|---|----------|--|
| プロセス弁 | F087A, FF104A | 14.97MPa | |
| | FF012 | 13.30MPa | |
| | F053A | 10.58MPa | |
| | F085A, FF101A | 9.97MPa | |
| その他の弁 | F073A, F074A | 14.97MPa | |
| | F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230 | 9.97MPa | |
| | 計器隔離弁 | 14.97MPa | |
| | FF009-201 | 14.97MPa | |
| | FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF018-201, FF018-202 | 9.97MPa | |
| | サンプル弁 | 26.3MPa | |
| | V25-606 | 26.3MPa | |
| | | | |
| | | | |
| | | | |

| 評価部位 | 弁番号 | 許容圧力 | |
|-------|--------------------|---|----------|
| プロセス弁 | V222-18A, V222-20A | 9.97MPa | |
| その他の弁 | ドレン弁 ベント弁 | V222-507AX | 14.97MPa |
| | | V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX | 9.97MPa |
| | 計器隔離弁 | V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726 | 9.97MPa |

・設備設計の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|--|--------------|-------------------------|----|----------------|---------------------------------|---|--------------|---------------------------------|---|--------------|---------------------------------|---|---------------|---------------------------------|---|-------------|---------------------------------|---|--------------|---------------------------------|---|--------------|---------------------------------|---|-------------|---------------------------------|---|---|------|--------------|----|-------------------------|------------|-----|---|-------|------------|-----|---|-------|----------|------|---|---|----------|------|---|---|----------|------|---|---|---------|------|---|---|-----------|----|---|---|---|
| | <p>(4) 計器 (別紙6)</p> <p>a. 圧力計, 差圧計</p> <p>以下の圧力計及び差圧計は, 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており, 破損は発生しないことを確認した。なお, 構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても, 計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</p> <table border="1" data-bbox="964 814 1709 982"> <thead> <tr> <th>計器番号</th> <th>計装設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PT-E12-N002A-1</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>PT-E12-N026A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>PT-E12-N053A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>dPT-E12-N058A</td> <td>約 13.7 (140kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N013</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N015A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-E12-N060A</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>FT-C61-N001</td> <td>約 14.7 (150kg/cm²)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 温度計</p> <p>日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」(JSME S012-1998) を適用し, 同期振動発生回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果, 換算流速 V_v が 1 より小さく, 組合せ応力が許容値以下, かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> | 計器番号 | 計装設備耐圧 (MPa) | 判定 | PT-E12-N002A-1 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | PT-E12-N026A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | PT-E12-N053A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | dPT-E12-N058A | 約 13.7 (140kg/cm ²) | ○ | FT-E12-N013 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | FT-E12-N015A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | FT-E12-N060A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | FT-C61-N001 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | <p>(4) 計器 (別紙5)</p> <p>a. 圧力計, 差圧計</p> <p>以下の圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1, PS222-4A-2 については, 漏えいが想定されるため, 株部のプロセス取合い (外径: 5mm) の断面積から, 破断面積を下表のとおり評価した。</p> <p>以下の圧力計及び差圧計のうち, PS222-4A-1, PS222-4A-2 以外の計器は, 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており, 破損は発生しないことを確認した。なお, 構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても, 計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。</p> <table border="1" data-bbox="1774 850 2478 1134"> <thead> <tr> <th>計器番号</th> <th>計器設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> <th>破断面積 (mm²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>PS222-4A-1</td> <td>5.4</td> <td>×</td> <td>19.63</td> </tr> <tr> <td>PS222-4A-2</td> <td>4.4</td> <td>×</td> <td>19.63</td> </tr> <tr> <td>PX222-4A</td> <td>14.7</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-1A</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-2A</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>FX222-3</td> <td>22.1</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>dPX222-1A</td> <td>15</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 温度計</p> <p>日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」(JSME S012-1998) を適用し, 同期振動発生回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果, 換算流速 V_v が 1 より小さく, 組合せ応力が許容値以下, かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。</p> | 計器番号 | 計器設備耐圧 (MPa) | 判定 | 破断面積 (mm ²) | PS222-4A-1 | 5.4 | × | 19.63 | PS222-4A-2 | 4.4 | × | 19.63 | PX222-4A | 14.7 | ○ | - | FX222-1A | 22.1 | ○ | - | FX222-2A | 22.1 | ○ | - | FX222-3 | 22.1 | ○ | - | dPX222-1A | 15 | ○ | - | <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【東海第二】</p> |
| 計器番号 | 計装設備耐圧 (MPa) | 判定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PT-E12-N002A-1 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PT-E12-N026A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PT-E12-N053A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| dPT-E12-N058A | 約 13.7 (140kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FT-E12-N013 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FT-E12-N015A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FT-E12-N060A | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FT-C61-N001 | 約 14.7 (150kg/cm ²) | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 計器番号 | 計器設備耐圧 (MPa) | 判定 | 破断面積 (mm ²) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PS222-4A-1 | 5.4 | × | 19.63 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PS222-4A-2 | 4.4 | × | 19.63 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| PX222-4A | 14.7 | ○ | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FX222-1A | 22.1 | ○ | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FX222-2A | 22.1 | ○ | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| FX222-3 | 22.1 | ○ | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| dPX222-1A | 15 | ○ | - | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

(同期振動発生回避又は抑制評価)

| 計器番号 | 流速 V (m/s) | 換算流速 V_r | 換算係数 C_n | 判定* |
|----------|------------|------------|------------|-----------------------|
| TE-N004A | 0.77 | 0.08 | 0.05 | ○ ($V_r < 1$ のため) |
| TE-N027A | 0.76 | 0.08 | 0.05 | ○ ($V_r < 1$ のため) |

※ 「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

| 計器番号 | 組合せ応力 (MPa) | 組合せ応力の許容値 (MPa) | 応力振幅 (MPa) | 応力振幅の設計疲労限 (MPa) | 判定* |
|----------|-------------|-----------------|------------|------------------|-----|
| TE-N004A | 14.7 | 184 | 0.43 | 76 | ○ |
| TE-N027A | 14.7 | 184 | 0.41 | 76 | ○ |

※ 組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

(同期振動発生回避又は抑制評価)

| 計器番号 | 流速 V (m/sec) | 換算流速 V_r | 換算減衰率 C_n | 判定* |
|-----------|--------------|------------|-------------|-----------------------|
| TE222-1A | 1.26 | 0.03 | 0.21 | ○ ($V_r < 1$ のため) |
| TE222-2A | 1.26 | 0.03 | 0.21 | ○ ($V_r < 1$ のため) |
| TE222-13A | 1.26 | 0.03 | 0.21 | ○ ($V_r < 1$ のため) |

※ 「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

| 計器番号 | 組合せ応力 (MPa) | 組合せ応力の許容値 (MPa) | 応力振幅 (MPa) | 応力振幅の設計疲労限 σ_F (MPa) | 判定* |
|-----------|-------------|-----------------|------------|-----------------------------|-----|
| TE222-1A | 17.0 | 145 | 0.07 | 84 | ○ |
| TE222-2A | 17.0 | 145 | 0.07 | 84 | ○ |
| TE222-13A | 17.0 | 165 | 0.07 | 84 | ○ |

※組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

・評価結果の相違
【東海第二】

・評価結果の相違
【東海第二】

(5) 配管 (別紙7)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 既工認配管 No | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判定* |
|------|----------|--------------|---------------|-----|
| 管 | 3 | 12.80 | 8.26 | ○ |
| | 4 | 12.80 | 8.26 | ○ |
| | 6 | 9.71 | 5.04 | ○ |
| | 9 | 5.25 | 1.91 | ○ |
| | 10 | 5.25 | 1.91 | ○ |
| | 17 | 5.25 | 1.91 | ○ |
| | 26 | 6.21 | 2.76 | ○ |
| | 31 | 7.17 | 3.61 | ○ |
| | 34 | 11.20 | 6.93 | ○ |
| | 37 | 4.55 | 1.28 | ○ |
| | 39 | 14.40 | 10.09 | ○ |
| | 40 | 9.01 | 5.32 | ○ |
| | 56 | 12.51 | 7.63 | ○ |
| | 58 | 12.51 | 7.63 | ○ |

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 伸び量 (mm) 【最小値】 | ガスケットの初期圧縮量 (mm) | ガスケットの合計圧縮量 (mm) 【最大値】 | ガスケットの許容圧縮量 (mm) | 判定* |
|-------|----------------|------------------|------------------------|------------------|-----|
| フランジ部 | -0.01 | 1.20 | 1.21 | 1.30 | ○ |
| | -0.04 | 2.40 | 2.41 | 2.60 | ○ |
| | -0.04 | 2.40 | 2.44 | 2.60 | ○ |

※ 伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

(5) 配管 (別紙6)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは、必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 実機の最小厚さ (mm) | 計算上必要な厚さ (mm) | 判定* |
|------|--------------|---------------|-----|
| 管 | 7.53~16.63 | 1.04~3.24 | ○ |

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

| 評価部位 | 伸び量 (mm) 【最小値】 | ガスケットの初期圧縮量 (mm) | ガスケットの合計圧縮量 (mm) 【最大値】 | ガスケットの許容圧縮量 (mm) | 判定* |
|-------|----------------|------------------|------------------------|------------------|-----|
| フランジ部 | -0.02 | | | | ○ |
| | -0.08 | | | | ○ |

※伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

・評価結果の相違
【東海第二】

・評価結果の相違
【東海第二】

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|------------------------|--------------|---------|---------------------|-------------------------|---------------------|----------------------|---------------------------------------|---------------------------------------|---|-----|-----|-------|-----|------------------|------|--------------------|---|---|-------|------|------------------|-------|--------------------|---|---|------|-----|------------------|------|------|---|---|------|-----|------------------|------|------|---|---|------|-----|------------------|------|------|---|---|------|-----|----------|-----|-----|---|------|-----|-----|-----|------|-----|-----|-----|-----|----------|--------------|----|--------|-------------------------|----------------|-----|------|---|---------------------|---|----------------|------|---|------------|-------|--|--|--|
| <p>3. 構造健全性評価の結果</p> <p>各機器に対する評価結果について以下に示す。</p> <p>破断が想定される箇所としては計装設備であり、また、フランジ部についてもボルトの伸びによる漏えいが想定されるものの、合計でも漏えい面積は1cm² を超えることはないとの結果となった。</p> <p>a) 配管</p> <table border="1" data-bbox="172 569 875 1010"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>外径 (mm)</th> <th>公称厚さ (mm)</th> <th>材料</th> <th>t_s (mm)</th> <th>t^{*1} (mm)</th> <th>判定^{*2} (t_s ≥ t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td rowspan="6">7.5</td> <td rowspan="6">288</td> <td>406.4</td> <td>9.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>8.31</td> <td>6.22^{*3}</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>406.4</td> <td>12.7</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>11.11</td> <td>6.22^{*3}</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>27.2</td> <td>3.9</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>3.40</td> <td>0.97</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>60.5</td> <td>5.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>4.81</td> <td>2.14</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>34.0</td> <td>4.5</td> <td>STPT42 (STPT410)</td> <td>3.93</td> <td>1.21</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">⑥</td> <td>17.3</td> <td>2.3</td> <td rowspan="3">SUS304TP</td> <td>2.0</td> <td>0.6</td> <td rowspan="3">○</td> </tr> <tr> <td>9.52</td> <td>2.0</td> <td>2.0</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>9.52</td> <td>1.3</td> <td>1.3</td> <td>0.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : $t = PD_o / (2S \eta + 0.8P)$</p> <p>※2 : 管の最小厚さ (t_s) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること</p> <p>※3 : 1次一般膜応力 0.6S_u 適用値</p> <p>b) 計装設備</p> <table border="1" data-bbox="184 1157 884 1333"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>計装設備耐圧 (MPa)</th> <th>判定</th> <th>破断想定箇所</th> <th>開口面積 (cm²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① (E22-PT-001)</td> <td rowspan="2">7.5</td> <td>3.67</td> <td>×</td> <td>漏えいなし^{*1}</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② (E22-PI-002)</td> <td>1.65</td> <td>×</td> <td>破断 (Φ5 導圧)</td> <td>約 0.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 計装設備内部のダイヤフラムは破損する可能性はあるものの、その外側の高圧フランジ面は約 15MPa までの耐圧構造であるため、外部への漏えいはないと判断した</p> | No. | 圧力 (MPa) | 温度 (°C) | 外径 (mm) | 公称厚さ (mm) | 材料 | t _s (mm) | t ^{*1} (mm) | 判定 ^{*2} (t _s ≥ t) | ① | 7.5 | 288 | 406.4 | 9.5 | STPT42 (STPT410) | 8.31 | 6.22 ^{*3} | ○ | ② | 406.4 | 12.7 | STPT42 (STPT410) | 11.11 | 6.22 ^{*3} | ○ | ③ | 27.2 | 3.9 | STPT42 (STPT410) | 3.40 | 0.97 | ○ | ④ | 60.5 | 5.5 | STPT42 (STPT410) | 4.81 | 2.14 | ○ | ⑤ | 34.0 | 4.5 | STPT42 (STPT410) | 3.93 | 1.21 | ○ | ⑥ | 17.3 | 2.3 | SUS304TP | 2.0 | 0.6 | ○ | 9.52 | 2.0 | 2.0 | 0.4 | 9.52 | 1.3 | 1.3 | 0.4 | No. | 圧力 (MPa) | 計装設備耐圧 (MPa) | 判定 | 破断想定箇所 | 開口面積 (cm ²) | ① (E22-PT-001) | 7.5 | 3.67 | × | 漏えいなし ^{*1} | — | ② (E22-PI-002) | 1.65 | × | 破断 (Φ5 導圧) | 約 0.2 | | | <p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の評価結果は、「3.2 構造健全性評価の結果」に記載。</p> |
| No. | 圧力 (MPa) | 温度 (°C) | 外径 (mm) | 公称厚さ (mm) | 材料 | t _s (mm) | t ^{*1} (mm) | 判定 ^{*2} (t _s ≥ t) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ① | 7.5 | 288 | 406.4 | 9.5 | STPT42 (STPT410) | 8.31 | 6.22 ^{*3} | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ② | | | 406.4 | 12.7 | STPT42 (STPT410) | 11.11 | 6.22 ^{*3} | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ③ | | | 27.2 | 3.9 | STPT42 (STPT410) | 3.40 | 0.97 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ④ | | | 60.5 | 5.5 | STPT42 (STPT410) | 4.81 | 2.14 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ⑤ | | | 34.0 | 4.5 | STPT42 (STPT410) | 3.93 | 1.21 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ⑥ | | | 17.3 | 2.3 | SUS304TP | 2.0 | 0.6 | ○ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 9.52 | 2.0 | 2.0 | 0.4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 9.52 | 1.3 | 1.3 | 0.4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| No. | 圧力 (MPa) | 計装設備耐圧 (MPa) | 判定 | 破断想定箇所 | 開口面積 (cm ²) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ① (E22-PT-001) | 7.5 | 3.67 | × | 漏えいなし ^{*1} | — | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| ② (E22-PI-002) | | 1.65 | × | 破断 (Φ5 導圧) | 約 0.2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

c)弁

| No. | 弁 No. | 圧力 (MPa) | 温度 (°C) | 口径 (A) | 型式 | 材料 | ts (mm) | t ^{*1} (mm) | 判定 ^{*2} (ts≧t) |
|-----|----------|----------|---------|--------|-------|-------|---------|----------------------|-------------------------|
| ① | E22-F002 | 7.5 | 288 | 400 | TCH | SCPL1 | 22.0 | 7.8 ^{*3} | ○ |
| ② | E22-F007 | | | 400 | CH | SCPL1 | 20.0 | 7.8 ^{*3} | ○ |
| ③ | E22-F020 | | | 20/50 | RV.VS | SCPH2 | 9.0 | 4.8 | ○ |
| ④ | E22-F012 | | | 50 | GL | S28C | 8.5 | 5.4 | ○ |
| ⑤ | E22-F027 | | | 20 | GL | S28C | 6.7 | 4.5 | ○ |
| | E22-F500 | | | | | | | | |
| | E22-F515 | | | | | | | | |
| | E22-F516 | | | | | | | | |
| | E22-F700 | | | | | | | | |

※1 : $t=t_1+((P-P_1)(t_2-t_1))/(P_2-P_1)$

※2 : 弁箱, 弁ふたの最小厚さ (ts) が計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※3 : $t=Pd/(2S-1.2P)$ を適用

d)フランジ部

| No. | 圧力 (MPa) | 伸び量 (mm) | | | | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 漏えい面積 (cm ²) |
|-----|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|---------|-------------|--------------------------|
| | | + △L1 | - △L0 | + △L2 | - △L3 | - △L4 | - △L5 | | | |
| ① | 7.5 | 0.10 | 0.07 | 0.31 | 0.30 | - | 0.01 | 432 | 0.03 | 約 0.7 |
| ② | | 0.11 | 0.08 | 0.36 | 0.30 | 0.04 | 0.03 | 432 | 0.02 | |
| ③ | | 0.01 | 0.02 | 0.13 | 0.12 | - | 0.01 | 49 | -0.01 | |

△L1 : 荷重によるボルト伸び量

△L0 : 初期締付によるボルト伸び量

△L2 : ボルト熱伸び量

△L3 : フランジ熱伸び量

△L4 : オリフィス熱伸び量

△L5 : ガasket内外輪熱伸び量

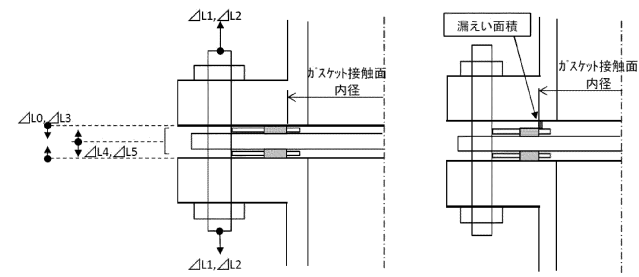


図 1-6 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置

e) ポンプ

| No. | 計算部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (°C) | 公称厚さ (mm) | 材料 | t _s (mm) | t (mm) | 判定 ^{*1} (t _s ≥ t) |
|-----|--------------|----------|---------|-----------|---------------|---------------------|---------------------|---------------------------------------|
| ① | ディスチャージケーシング | 7.5 | 288 | 38.0 | SFVC2B/SGV410 | 34.5 | 15.7 ^{*2} | ○ |
| | アウターケーシング | | | 19.0 | SGV410 | 14.0 | 13.2 ^{*2} | ○ |
| | 吸込み口 | | | 38.0 | SFVC2B | 36.9 | 15.7 ^{*2} | ○ |
| | ケーシングカバー | | | 165.0 | SFVC2B | 158.7 | 138.8 ^{*2} | ○ |
| | 管台 | | | 3.9 | STPT410 | 3.4 | 1.0 | ○ |

※1: 最小厚さ (t_s) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※2: 1次一般膜応力 S_u 適用値

| 計算部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (°C) | 引張応力 (MPa) | 材料 | 許容引張応力 (MPa) | 判定 |
|-------|----------|---------|------------|--------|-------------------|----|
| 耐圧ボルト | 7.5 | 288 | 277 | SCM435 | 508 ^{*1} | ○ |

※1: 1次一般膜応力 0.6S_u 適用値

| 計算部位 | 圧力 (MPa) | 伸び量 (mm) | | | | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 漏えい面積 (cm ²) |
|-------|----------|----------|-------|-------|-------|-------|-------|---------|-------------|--------------------------|
| | | + ΔL1 | - ΔL0 | + ΔL2 | - ΔL3 | - ΔL4 | - ΔL5 | | | |
| フランジ部 | 7.5 | 0.20 | 0.12 | 0.28 | 0.28 | 0.00 | 0.00 | 1636 | 0.08 | 約 0.00 ^{*1} |

ΔL1: 荷重によるボルト伸び量

ΔL0: 初期縮付によるボルト伸び量

ΔL2: ボルト熱伸び量

ΔL3: フランジ熱伸び量

ΔL4: オリフィス熱伸び量

ΔL5: ガスケット内外輪熱伸び量

※1: Oリングのつぶししろを確保しているため漏えいには至らない

※2: 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置は図 1-6 を参照

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|---|--------------|----------|----------|----------|----------|-------------|-------------------------|-------------|-------------------------|----------|-------------|-------------------------|-----------|-----|-----|------|------|------|-------|------|------|--|------|----------|--------|----------|--|--|---------|-------------|-------------------------|----------|----------|----------|-----------|-----|-----|-------|-------|-------|-------|-------|-------|---|
| <p>4. インターフェイスシステムLOCA における破断面積の設定</p> <p>3. で述べたとおり、<u>高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は1cm² を超えることはない。</u></p> <p><u>そこで、インターフェイスシステムLOCA における破断面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に10cm² を想定することとする。</u></p> | <p>4. 破断面積の設定について (別紙 8)</p> <p>3. の評価結果から、<u>隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。</u></p> <p><u>そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</u></p> <table border="1" data-bbox="973 898 1694 989"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (℃)</th> <th colspan="3">伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm²)</th> </tr> <tr> <th>+ ΔL1</th> <th>+ ΔL2</th> <th>- ΔL3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱交換器フランジ部</td> <td>8.2</td> <td>288</td> <td>0.19</td> <td>1.31</td> <td>1.19</td> <td>2,120</td> <td>0.31</td> <td>約 21</td> </tr> </tbody> </table> <p>ΔL1: ボルトの内圧による伸び量 ΔL2: ボルトの熱による伸び量 ΔL3: 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> <p>上記評価に基づき、有効性評価では、<u>残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定する。</u></p> <p>なお、<u>評価対象のうち残留熱除去系 (低圧注水系) A系及び残留熱除去系 (低圧注水系) B系以外の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) C系には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。</u></p> | 評価部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) | + ΔL1 | + ΔL2 | - ΔL3 | 熱交換器フランジ部 | 8.2 | 288 | 0.19 | 1.31 | 1.19 | 2,120 | 0.31 | 約 21 | <p>4. 破断面積の設定について (別紙 7)</p> <p>3. の評価結果から、<u>隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧され、計器が破損する可能性があることを確認した。</u></p> <p><u>上記評価に基づき、有効性評価では、計器の破断面積として保守的に約 1cm²を想定する。</u></p> <p><u>さらに、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力 (7.9MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。</u></p> <table border="1" data-bbox="1765 898 2487 989"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">圧力 (MPa)</th> <th rowspan="2">温度 (℃)</th> <th colspan="3">伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">内径 (mm)</th> <th rowspan="2">全部材伸び量 (mm)</th> <th rowspan="2">破断面積 (cm²)</th> </tr> <tr> <th>+ ΔL1</th> <th>+ ΔL2</th> <th>- ΔL3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>熱交換器フランジ部</td> <td>7.9</td> <td>288</td> <td>0.204</td> <td>1.452</td> <td>1.415</td> <td>1,965</td> <td>0.241</td> <td>14.88</td> </tr> </tbody> </table> <p>ΔL1: ボルトの内圧による伸び量 ΔL2: ボルトの熱による伸び量 ΔL3: 管板及びフランジ部の熱による伸び量</p> <p>上記評価に基づき、<u>有効性評価では、残留熱除去系熱交換器フランジ部の破断面積として保守的に約 16cm²を想定する。</u></p> <p>なお、<u>評価対象のうちA-残留熱除去系 (低圧注水モード) 及びB-残留熱除去系 (低圧注水モード) 以外の低圧炉心スプレイ系及びC-残留熱除去系 (低圧注水モード) には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。</u></p> | 評価部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) | + ΔL1 | + ΔL2 | - ΔL3 | 熱交換器フランジ部 | 7.9 | 288 | 0.204 | 1.452 | 1.415 | 1,965 | 0.241 | 14.88 | <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価対象の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> |
| 評価部位 | 圧力 (MPa) | | | | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | + ΔL1 | + ΔL2 | - ΔL3 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 熱交換器フランジ部 | 8.2 | 288 | 0.19 | 1.31 | 1.19 | 2,120 | 0.31 | 約 21 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | + ΔL1 | + ΔL2 | - ΔL3 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 熱交換器フランジ部 | 7.9 | 288 | 0.204 | 1.452 | 1.415 | 1,965 | 0.241 | 14.88 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|--|--|
| <p>5. 現場の想定</p> <p><u>・評価の想定と事象進展解析</u> <u>破断面積10cm²のインターフェイスシステムLOCAによる炉心内の挙動は、「2.7.2(3)有効性評価の結果」に示したとおりである。</u> <u>ここでは、破断面積10cm²のインターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境(原子炉建屋内)に着眼し評価を行った。評価条件を表1に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図1に示す。</u> <u>事象進展解析(MAAP)の実施に際して主要な仮定を以下に示す。</u></p> <p><u>前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、インターフェイスシステムLOCA時破断面積10cm²、健全側高圧炉心注水系による注入</u> <u>事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作(連続開)</u> <u>(この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失(全開))</u> <u>・状況判断の開始(弁の開閉状態確認、HPCF室漏えい検出、ポンプ吐出圧力、エリアモニタ指示値上昇)</u> <u>原子炉水位L2到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動</u> <u>事象発生約15分後：急速減圧</u> <u>原子炉水位L1.5到達：高圧炉心注水系の自動起動</u> <u>事象発生約4時間後：インターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離</u></p> <p><u>・評価の結果</u> <u>○温度・湿度・圧力の想定</u> <u>主要なパラメータの時間変化を図2から図4に示す。</u> <u>原子炉建物内の温度は、事象発生直後は上昇するものの15分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約4時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するも</u></p> | <p>5. 現場の環境評価</p> <p>I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>の注入弁を現場にて閉止する想定としている。</p> <p>I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいすることで、建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。</p> <p>現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは<u>残留熱除去系B系</u>にて発生するものとする。</p> <p>なお、I S L O C Aが<u>残留熱除去系A系</u>にて発生することを想定した場合、破断面積(約21cm²)及び破断箇所(熱交換器フランジ部)はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋原子炉棟の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。</p> | <p>5. 現場の環境評価</p> <p>I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、<u>残留熱除去系(低圧注水モード)</u>の注入弁を現場にて閉止する想定としている。</p> <p>I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉棟内に漏えいすることで、建物下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建物内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。</p> <p>現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは<u>A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン</u>にて発生するものとする。</p> <p>なお、I S L O C Aが<u>B-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン</u>にて発生することを想定した場合、破断面積(約17cm²)及び破断箇所(<u>残留熱除去系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等</u>)は<u>A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン</u>の場合と同等であり、原子炉建物における雰囲気温度等は同程度上昇する。</p> <p><u>C-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ラインにて発生することを想定した場合、漏えい箇所が圧カスイッチ(各ポンプ室)のみであり、漏えい量がA-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインのI S L O C Aより小規模となるため、原子炉建物における雰囲気温度等の上昇は、A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインのI S L O C A発生時よりも小さくなる。</u></p> | <p>・資料構成の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|-------------------------|--------------|----|
| <p><u>のブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。</u></p> <p><u>○冷却材漏えいによる影響</u></p> <p><u>破断面積10cm²のインターフェイスシステムLOCAに伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約200m³/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。</u></p> <p><u>破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約1,800m³ (浸水高さ約2.5m) に到達するには9 時間以上の十分な時間余裕がある。</u></p> <p><u>○現場の線量率の想定について</u></p> <p><u>・評価の想定</u></p> <p><u>原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。</u></p> <p><u>漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。</u></p> <p><u>評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し (詳細は表2, 3 参照)、全希ガス漏えい率 (f 値) については、近年の運転実績データの最大値である$3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ を採用して評価する。なお、現行許認可ベースのf 値はこの値にさらに一桁余裕を見た10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価のMSLBA (主蒸気管破断事故) 時に追加放出される放射性物質量の1/10 となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具 (酸素呼吸器等) を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。</u></p> <p><u>・評価の方法</u></p> <p><u>原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。</u></p> | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|--|---|
| <p> $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_Y}{V_{R/B}} \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ </p> <p> ここで、 D : 放射線量率 (Gy/h) 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$ Q_Y : 原子炉区域内放射線量 (Bq: γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) $V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (86,000m³) E_Y : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$) R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m) V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m³) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2\pi}}$ </p> <p> <u>・評価の結果</u> <u>評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。</u> <u>なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はプルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくを受けることはない。</u> </p> | <p>(1) 設備の健全性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、<u>残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系(常設)、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。</u></p> <p>ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。</p> | <p>(1) 設備の健全性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、<u>A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインにおけるISLOCA発生時に期待する設備は、隔離操作を行う注水弁、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、B-残留熱除去系及び逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。</u></p> <p>漏えい量が最も多く環境条件の厳しくなるA-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインでのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について、以下のとおり評価した。なお、有効性評価で想定した以外の系統(B-残留熱除去系(低圧注水モード)注入</p> | <p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ISLOCA発生下において、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価している。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|--|---|--|
| | <p>a. <u>溢水による影響 (別紙 9, 10)</u></p> <p><u>東海第二発電所の原子炉建屋原子炉棟は、地下 2 階から 5 階まで耐火壁を設置することで東側区分と西側区分を物理的に分離する方針である。ISLOCAによる原子炉冷却材の漏れは、残留熱除去系 B 系が設置されている西側区分において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系は東側区分に位置していることから、溢水の影響はない。</u></p> <p><u>低圧代替注水系 (常設) は、ポンプが原子炉建屋原子炉棟から物理的に分離された区分に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系 (常設) の電動弁のうち原子炉建屋原子炉棟内に設置されるものは原子炉建屋原子炉棟 3 階以上に位置しており、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は約 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 以下であるため、溢水の影響はない。</u></p> <p><u>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。</u></p> <p>b. <u>雰囲気温度・湿度による影響 (別紙 9, 10)</u></p> <p><u>東側区分における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系への影響はない。また、低圧代替注水系 (常設) の原子炉建屋原子炉棟内の電動弁は、西側区分に位置するものが 2 個あるが、これらは ISLOCA 発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、ISLOCA</u></p> | <p>ライン、C-残留熱除去系 (低圧注水モード) 注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン) において ISLOCA 発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表 4-1~4-4 に示すとおり、ISLOCA 対応に必要な設備の健全性に影響がないことを確認している。</p> <p>a. <u>溢水による影響 (別紙 8)</u></p> <p><u>ISLOCAによる原子炉冷却材の漏れのうち、A-残留熱除去系圧カススイッチからの溢水は、漏れ発生区分と隣接する原子炉隔離時冷却系のポンプ室との境界に水密扉を設置し区画化されているため、原子炉隔離時冷却系のポンプ室は溢水の影響を受けない。また、A-残留熱除去系熱交換器からの溢水は、漏れ発生区分で滞留したのちに、隣接区分へ伝播し、最終滞留箇所であるトーラス室に排出されるが、高圧炉心スプレイ系及び B-残留熱除去系のポンプ室は、トーラス室との境界に水密扉を設置し区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。また、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も溢水の影響を受けないため、系統の機能は維持される。</u></p> <p><u>逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装設備も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</u></p> <p>b. <u>雰囲気温度・湿度による影響 (別紙 8)</u></p> <p><u>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び B-残留熱除去系のポンプ室等の溢水の流入がない区分における温度・湿度については、初期値から有意な上昇はないため、系統の運転に必要な補機冷却系等を含め、これらの系統機能は維持される。また、隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、ISLOCA 発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有していることから、機能維持される。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、区画として分離</u></p> | <p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、SA 設備である BOP の開放に期待した評価としている。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|---|---|---|---|
| <p>6. 現場の隔離操作</p> <p>現場での高圧炉心注水隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検知器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。</p> <p>現場の温度は3 時間程度で約38℃程度まで低下することから、酸素呼吸器及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。</p> | <p>A発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境において機能喪失することはない。</p> <p>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙11）</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、地上3階における吸収線量率は最大でも約15.2mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.7kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。</p> <p>(2) 現場操作の成立性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は、残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作である。</p> <p>残留熱除去系B系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを第4図に示す。残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時は、原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮して、主に漏えいが発生している西側区画とは逆の東側区画を移動することとしている。</p> <p>ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。</p> | <p>されている原子炉格納容器内に設置されており、ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に伴う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>c. 放射線による影響（別紙9）</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、東側PCVペネトレーション室における吸収線量率は最大でも約8.0mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.76kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。</p> <p>(2) 現場操作の成立性に与える影響について</p> <p>有効性評価において、A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は、A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作である。B-残留熱除去系、C-残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系でISLOCAが発生した場合も現場操作は、注水弁の閉止操作である。</p> <p>ISLOCA発生時における原子炉棟内状況概要を図6に、A-残留熱除去系の注水弁の操作場所、アクセスルート及び漏えい水が伝播する範囲を図7に示す。また、漏えい水が伝播する範囲の溢水水位を表6に示す。A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時は、原子炉棟内の環境を考慮して、漏えいが発生している階より上階を移動することとしている。</p> <p>漏えい量が最も多いA-残留熱除去系でのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。</p> <p>なお、有効性評価で想定した以外の系統（B-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン、C-残留熱除去系（低圧注水モード）注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン）においてISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、表4-1～4-4に示すとおり、漏えい隔離操作に影響がない</p> | <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、SA設備であるBOPの開放に期待した評価としている。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>ISLOCA時の事象想定の違いにより、事象収束のための対応操作が異なる。（操作場所及びアクセスルート含む）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、各系統からのISLOC</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|---|---|
| | <p>a. 溢水による影響 (別紙9, 10)</p> <p>東側区画は、ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、注水弁は西側区画の3階に設置されており、この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は約300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m以下であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</p> <p>なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</p> <p>b. 雰囲気温度・湿度による影響 (別紙9, 10)</p> <p>東側区画における温度及び湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。</p> <p>また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所となる原子炉建屋原子炉棟3階西側において、原子炉減圧後に建屋内環境が静定する事象発生の約2時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している5時間後までの温度及び湿度は、最大で約44℃及び約100%である。残留熱除去系B系の注水弁の閉止操作は2チーム体制にて交代で実施し、1チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約36分であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、放射線防護具(タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋)を着用する。</p> | <p>ことを確認している。</p> <p>a. 溢水による影響 (別紙8)</p> <p>図6及び図7に示すとおり、ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発生する階より上階を移動することから、溢水によるアクセス性への影響はない。また、注水弁は原子炉棟内中1階(EL19.0m)の床面上に設置されており、この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している10時間までの原子炉冷却材の流出量は約600m³であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定してもアクセスルート上に溢水はなく、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。</p> <p>b. 雰囲気温度・湿度による影響 (別紙8)</p> <p>アクセスルート及び操作場所となる原子炉棟内において、原子炉減圧後に原子炉棟内環境が静定する事象発生の約9時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している10時間後までの温度及び湿度は、最大で約44℃及び約100%である。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約38分(表5参照)であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*¹。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、保護具(汚染防護服、耐熱服、個人線量計、作業用長靴、酸素呼吸器、綿手袋、ゴム手袋)を着用する。</p> | <p>A時の影響確認を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、溢水、雰囲気温度、放射線による影響について、個別に評価結果を記載。 評価条件の相違【東海第二】 ISLOCA時の事象想定の違いによる操作場所及びアクセスルートの相違 解析結果の相違【東海第二】 評価方針の相違【東海第二】 島根2号炉は、SA設備であるBOPの開放に期待した評価としている。 設備設計の相違【東海第二】 評価条件の相違【東海第二】 ISLOCA時の事象想定の違いによる操作場所及びアクセスルートの相違 解析結果の相違【東海第二】 運用の相違【東海第二】 島根2号炉は、2名1チームにて対応す |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|--|--|
| <p>7. 公衆被ばくについて</p> <p><u>インターフェイスシステムLOCA が発生した場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルの開放により大気中に放出される。この場合における敷地境界での実効線量を評価した。評価条件は表1～3 (但し、表1 の「原子炉建屋への流出経路条件」は除く) に従うものとし、その他の条件として、破断口から漏えいする冷却材が減圧沸騰によって気体となる分が建屋内気相部へ移行されるものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行される割合は、運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行される割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の</u></p> | <p>※ 想定している作業環境 (最大約 44℃) においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))</p> <p>c. 放射線による影響 (別紙 11)</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、<u>原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 15.2mSv/h である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 15.2mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 3 時間後における線量率は約 5.6mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 5.6mSv となる。</u></p> <p>なお、事故時には<u>原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</u></p> | <p>※ 1 想定している作業環境 (約 44℃) においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))</p> <p>c. 放射線による影響 (別紙 9)</p> <p>原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉棟内に瞬時に移行するという、保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 8.0mSv/h である。<u>残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の滞在時間は約 38 分^{*1}であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 8.0mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 9 時間後における線量率は約 1.3mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 1.3mSv となる。</u></p> <p>なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部は<u>原子炉建物ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時においては原子炉建物放射能高の信号により中央制御室の換気系は再循環運転モードとなるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。</u></p> | <p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、温度の緩和対策として耐熱服を着用する。 ・評価結果の相違 【東海第二】 ・評価結果の相違 【東海第二】 ・評価結果の相違 【東海第二】 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、敷地境界での実効線量について「6. 敷地境界の実効線量評価について」にて記載。 |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|----------------------|--------------|----|
| <p><u>割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から流出する蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした(詳細は図7参照)。</u></p> <p><u>評価の結果、敷地境界における実効線量は約4.7×10^{-2}mSvとなり、「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」における耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界での実効線量(約4.9×10^{-2}mSv)及び5mSvを下回った。</u></p> <p><u>なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋内に放出された放射性物質はブローアウトパネルから外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時冷却材量に応じた濃度を用いているが実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、更に実効線量が低くなると考えられる。</u></p> | | | |

| | | | |
|--|--|--|---|
| <p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p> | <p>東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)</p> | <p>島根原子力発電所 2号炉</p> | <p>備考</p> |
| <p>表 4-1 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (A-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p> | | | |
| <p>対応手順</p> | <p>逃がし安全弁による原子炉減圧</p> | <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスによる原子炉注水</p> | <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱</p> |
| <p>機器設置場所</p> | <p>逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後</p> | <p>原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生から減圧まで</p> | <p>B-残留熱除去系 原子炉建物 (EL1.3m) 事象発生 2 時間後</p> |
| <p>漏水評価</p> | <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で漏水は発生しない。 高圧炉心スプレイスが設置されている区画で漏水は発生しない。 高圧炉心スプレイスが設置されている区画で漏水は発生しない。</p> | <p>原子炉建物より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、漏水の影響を受けない。 原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> |
| <p>雰囲気温度・湿度評価</p> | <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。 中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>原子炉隔離時冷却系が設置されている区画で漏水は発生しない。 高圧炉心スプレイスが設置されている区画で漏水は発生しない。</p> | <p>原子炉建物内温度は約 44℃のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> |
| <p>放射線量評価</p> | <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>放射線量に対して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> | <p>放射線量に対して B-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> |
| <p>注水弁 (M222-5A) 東側 P C V のネーミング室 (EL1.9m) 事象発生 9 時間</p> | | | |
| <p>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、漏水の影響を受けない。隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> | | | |
| <p>線量率約 1.3mSv/h に対して、操作時間 (移動時間含む) を約 1 時間と想定した場合でも、実効線量は約 1.3mSv であるため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> | | | |
| <p>上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</p> | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|--|
| <p style="color: red;">表 4-2 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (B-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p> | | | |
| <p>対応手順</p> <p>機器設置場所時間</p> <p>溢水評価</p> <p>雰囲気温度・湿度評価</p> <p>放射線量評価</p> | <p>逃がし安全弁による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁原子炉格納容器内</p> <p>事故発生 30 分後</p> <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p> <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p> <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p> | <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスライ系による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却モード) による原子炉格納容器除熱</p> <p>残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却モード) による原子炉格納容器除熱</p> <p>高圧炉心スプレイスライ系</p> <p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉建物 (E1.3m) 事故発生から減圧まで</p> <p>同左</p> <p>高圧炉心スプレイスライ系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p> <p>同左</p> <p>雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> <p>同左</p> <p>放射線量に対して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> | <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱</p> <p>A-残留熱除去系</p> <p>原子炉建物 (E1.3m) 事故発生 2 時間後</p> <p>同左</p> <p>A-残留熱除去系が設置されている区画で溢水は発生しない。</p> <p>同左</p> <p>雰囲気温度・湿度に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> <p>同左</p> <p>放射線量に対して A-残留熱除去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。</p> |
| <p>注水弁 (MW22-5B) 西側 PCV のベント室 (E1.23.3m) 事故発生 9 時間</p> <p>隔離操作場所及びそのアクセスルートについては、I S L O C A により漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> <p>原子炉建物内温度は約 44°C のため、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> <p>線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。</p> | | | |
| <p>上段：機器の操作性</p> <p>下段：機器の機能維持</p> | | | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|---|---|-----------|
| <p style="color: red;">表 4-3 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (C-残留熱除去系における I S L O C A 発生時)</p> | | | |
| <p>対応手順</p> | <p>原子炉減圧</p> | <p>原子炉減圧</p> | <p>備考</p> |
| <p>機器設置場所</p> | <p>原子炉格納容器内</p> | <p>原子炉格納容器内</p> | <p>備考</p> |
| <p>時間</p> | <p>事故発生 30 分後</p> | <p>事故発生 30 分後</p> | <p>備考</p> |
| <p>溢水評価</p> | <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>備考</p> |
| <p>雰囲気温度・湿度評価</p> | <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p> | <p>逃がし安全弁は原子炉格納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</p> | <p>備考</p> |
| <p>放射線量評価</p> | <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>中央制御室からの操作のため、操作可能である。</p> | <p>備考</p> |

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|---|---|---|---|--|--|---------------------------------------|-----------|------------------|----------------------------------|---|--------------------------------|--------------------------------|---|------|---|---|--|--|--|--------------------|--|---|---|---|--|------------|--|---|--|--|--|---|
| <p style="color: red;">表 4-4 I S L O C A 時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果 (低圧炉心スプレイス系における I S L O C A 発生時)</p> | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td data-bbox="1795 1585 1869 1669">対応手順</td> <td data-bbox="1795 1386 1869 1585">逃がし安全弁による 原子炉減圧</td> <td data-bbox="1795 1207 1869 1386">原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1795 1029 1869 1207">残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱</td> <td data-bbox="1795 850 1869 1029">残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱</td> <td data-bbox="1795 672 1869 850">漏えい箇所隔離操作</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1869 1585 1944 1669">機器 設置場所 時間</td> <td data-bbox="1869 1386 1944 1585">逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後</td> <td data-bbox="1869 1207 1944 1386">原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで</td> <td data-bbox="1869 1029 1944 1207">A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m)</td> <td data-bbox="1869 850 1944 1029">A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m)</td> <td data-bbox="1869 672 1944 850">注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1944 1585 2018 1669">溢水評価</td> <td data-bbox="1944 1386 2018 1585">・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。</td> <td data-bbox="1944 1207 2018 1386">同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。</td> <td data-bbox="1944 1029 2018 1207">同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。</td> <td data-bbox="1944 850 2018 1029">同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。</td> <td data-bbox="1944 672 2018 850">・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2018 1585 2240 1669">雰囲気温 度・湿度 評価</td> <td data-bbox="2018 1386 2240 1585">・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。</td> <td data-bbox="2018 1207 2240 1386">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に対 して原子炉隔離時冷却 系の耐性が十分にある ため、機能維持される。</td> <td data-bbox="2018 1029 2240 1207">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2018 850 2240 1029">同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2018 672 2240 850">・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2240 1585 2389 1669">放射線量 評価</td> <td data-bbox="2240 1386 2389 1585">・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。</td> <td data-bbox="2240 1207 2389 1386">同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。</td> <td data-bbox="2240 1029 2389 1207">同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。</td> <td data-bbox="2240 850 2389 1029">同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。</td> <td data-bbox="2240 672 2389 850"></td> </tr> </table> | 対応手順 | 逃がし安全弁による 原子炉減圧 | 原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水 | 残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱 | 残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱 | 漏えい箇所隔離操作 | 機器 設置場所 時間 | 逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後 | 原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで | A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) | A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) | 注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間 | 溢水評価 | ・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 | 同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。 | 同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。 | 同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。 | ・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。 | 雰囲気温 度・湿度 評価 | ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に対 して原子炉隔離時冷却 系の耐性が十分にある ため、機能維持される。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。 | ・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。 | 放射線量 評価 | ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 | 同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。 | 同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。 | 同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。 | | <p style="text-align: center;">上段：機器の操作性 下段：機器の機能維持</p> |
| 対応手順 | 逃がし安全弁による 原子炉減圧 | 原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水 | 残留熱除去系 (サブプレ ッジョン・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱 | 残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱 | 漏えい箇所隔離操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 機器 設置場所 時間 | 逃がし安全弁 原子炉格納容器内 事象発生 30 分後 | 原子炉隔離時冷却系 原子炉建物 (EL. 3m) 事象発生から減圧まで | A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) | A (B)-残留熱除去系 原子炉建物 (EL. 3m) | 注水弁 (W223-2) 南側 P C V へ社トーション室 (EL. 19. 5m) 事象発生 9 時間 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 溢水評価 | ・ 逃がし安全弁からの操作の ため、操作可能である。 ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 | 同左 ・ 原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。 | 同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されている 区画で溢水は発 生しない。 | 同左 ・ A (B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。 | ・ 隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、I S L O C A に より漏えいが発生する機器の設置 されているフロアよりも上層に位 置しているため、溢水の影響を受 けず、隔離操作及び操作場所への アクセスは可能である。 ・ 原子炉建物内温度は約 44℃未減で 推移するため、隔離操作及び操作 場所へのアクセスは可能である。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 雰囲気温 度・湿度 評価 | ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 ・ 中央制御室からの操作の ため、操作可能である。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に対 して原子炉隔離時冷却 系の耐性が十分にある ため、機能維持される。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。 | 同左 ・ 雰囲気温度・湿度に 対して A (B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。 | ・ 線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操 作及び操作場所へのアクセスは可 能である。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 放射線量 評価 | ・ 逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。 | 同左 ・ 放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。 | 同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。 | 同左 ・ 放射線量に対して A (B)-残留熱除去系 の耐性が十分にあ るため、機能維持さ れる。 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

表5 I S L O C A発生時の現場滞在時間及び操作の想定時間

| 注水弁の閉止操作での 原子炉棟内の滞在時間 想定時間 (所要時間目安) | A-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 38分** 1時間 (所要時間目安 40分) | B-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 37分** 1時間 (所要時間目安 39分) | C-残留熱除去系注水弁 隔離操作の場合 約 37分** 1時間 (所要時間目安 39分) | 低圧炉心スプレイス注水弁 隔離操作の場合 約 41分** 1時間 (所要時間目安 42分) |
|--|---|---|---|--|
| | (1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間7分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上中1階(東側P CVベネトレーション室) の往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上 中1階(東側PCVベネ トレーション室)) | (1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間6分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上2階(西側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上2 階(西側PCVベネトレ ーション室)) | (1)移動: 所要時間目安時間2分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (第2チェックポイント) から原子炉棟地上2階(東 側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間6分(移 動経路:原子炉棟地上2階 (東側エアロックから原 子炉棟地上2階(西側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上2 階(西側PCVベネトレ ーション室)) | (1)移動: 所要時間目安時間1分(移 動経路:原子炉棟地上1 階(第2チェックポイント)から原子炉棟地上1階 (東側エアロック)) (2)移動: 所要時間目安時間10分(移 動経路:原子炉棟地上1階 (東側エアロックから原 子炉棟地上1階(南側PC Vベネトレーション室)の 往復) (3)注水弁隔離操作: 所要時間時間31分(操作 対象1弁:原子炉棟地上1 階(南側PCVベネトレ ーション室)) |

※2 以下作業時間のうち、(2)及び(3)を足した時間が、原子炉棟内の滞在時間となる。

| 柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--------------------------------|--|--------------|---|
| | <div data-bbox="973 506 1656 1602" style="border: 1px solid black; height: 522px; width: 230px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="1676 835 1715 1276" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>第4図 図 操作場所へのアクセスルート</p> </div> | | <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、図6及び図7に、溢水状況概要、溢水状況及び現場アクセスルート図を記載</p> |

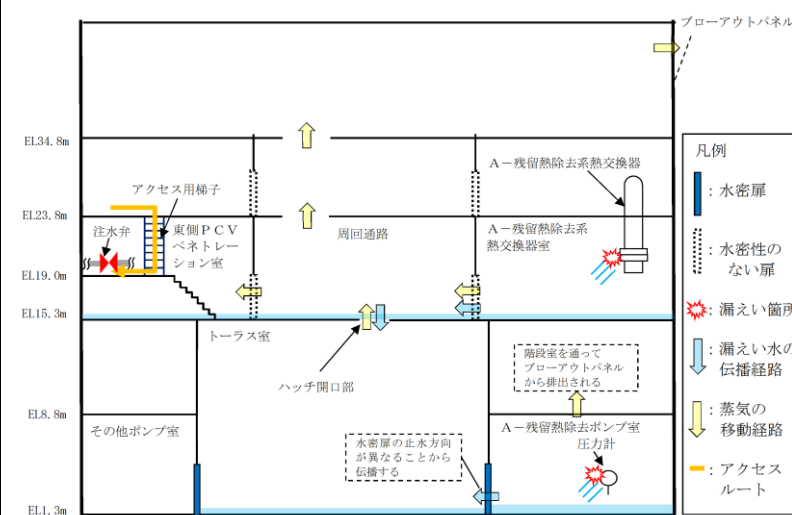


図6 A-残留熱除去系 原子炉棟内状況概要



図7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)

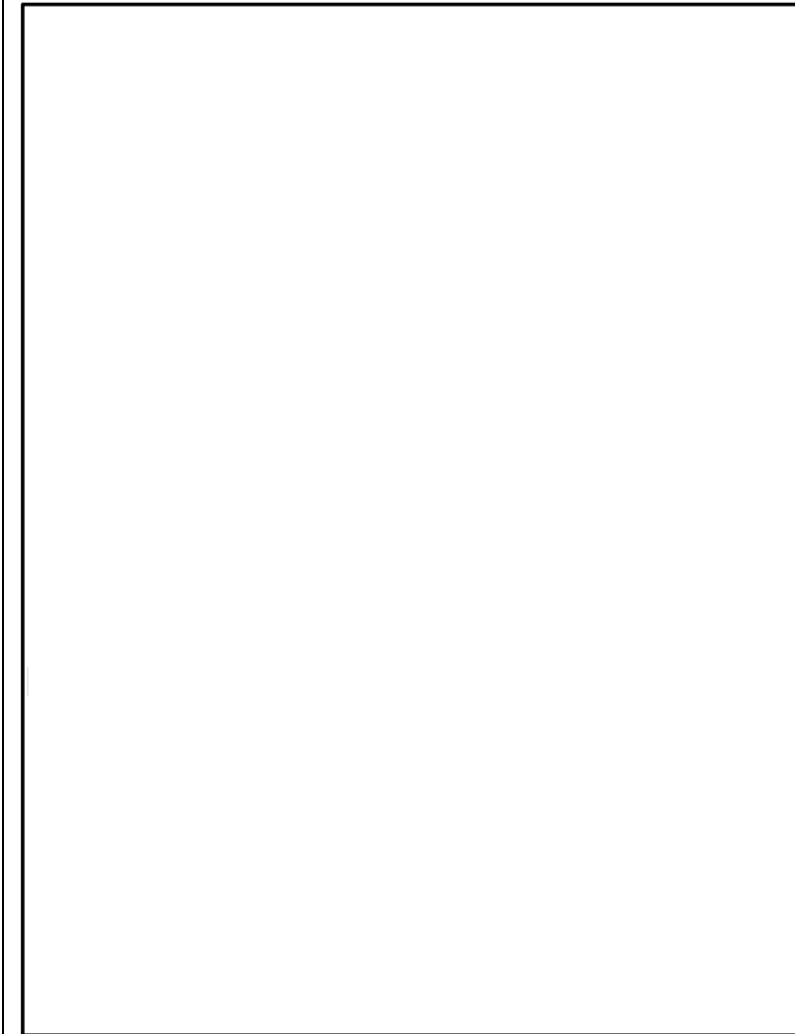


図7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

表6 A-残留熱除去系 溢水水位

| 破断箇所 | 漏えい量[m ³] ^{※1} | 伝播する区画 (EL[m]) | 溢水水位 (FL+[m] ^{※2}) |
|--------------------|-------------------------------------|-------------------|---------------------------------|
| A-残留熱除去系 熱交換器 | 560 | 1階 (15.3[m]) | 0.17 ^{※3} |
| A-残留熱除去系 圧カスイッチ | 35 | 地下2階 (1.3[m]) | 0.65 |

※1 事象発生10時間後の溢水量
 ※2 伝播を考慮した水位
 ※3 ハッチからの排出評価を実施

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|--|--|---|----|
| <p>8. まとめ</p> <p>5. 及び6. で示した評価結果より、破断面積10cm² のインターフェイスシステムLOCA 発生による現場の温度上昇は小さく (3 時間程度で約38℃程度)、また、現場線量率についても15mSv/h 以下であることから現場操作の妨げとはならず、また設備の機能も維持される。したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系による炉心冷却、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の機能も維持可能である。</p> | <p>(3) 結 論</p> <p>I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A 対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。</p> | <p>(3) 結 論</p> <p>I S L O C A 発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A 対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の確認操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。</p> | |

まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 2.7.2]

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|----------------------------------|--|---|---|
| | <p>6. <u>非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>I S L O C Aの発生後、<u>原子炉建屋原子炉棟が加圧されブローアウトパネルが開放された場合、原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。</u></p> <p>その結果、<u>非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 1.2×10^{-1} mSv 及び約 3.3×10^{-1} mSv となり、「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 6.2×10^{-1} mSv、敷地境界：約 6.2×10^{-1} mSv）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。</u></p> | <p>6. <u>敷地境界の実効線量評価について</u></p> <p>I S L O C Aの発生後、原子炉棟が加圧され<u>原子炉建物ブローアウトパネルが開放された場合、原子炉棟内に放出された核分裂生成物が原子炉建物ブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における敷地境界の実効線量を評価した。</u></p> <p>その結果、敷地境界における実効線量は約 <u>3.9mSv</u> となった。</p> | <p>・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、隣接する原子力事業者がないため敷地境界を評価地点としている。</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|--|----|
| | <p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>残留熱除去系A, B系電動弁作動試験について</u></p> <p>この試験は, 保安規定第 39 条に基づく試験であり, 原子炉の状態が運転, 起動又は高温停止において 1 ヶ月に 1 回の頻度で実施する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>保安規定第39条 (抜粋)</u> 低圧注水系における注入弁, 試験可能逆止弁, 格納容器スプレイ弁, サプレッションプールのスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</p> </div> | <p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>A, B - 残留熱除去系電動弁作動試験について</u></p> <p>この試験は, 保安規定第 39 条に基づく試験であり, 原子炉の状態が運転, 起動又は高温停止において 1 箇月に 1 回の頻度で実施する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>保安規定第39条 (抜粋)</u> 低圧注水系 (格納容器冷却系) の注水弁, ドライウェルスプレイ弁, トーラススプレイ弁, 残留熱除去系テスト弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</p> </div> | |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版) | 東海第二発電所 (2018.9.12版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|----------------------------------|--|--|--|
| | <p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">熱交換器からの漏えいの可能性について</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2.4</u> より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位の選定</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2.4 (隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力8.2MPa[gage]と最高使用圧力3.45MPa[gage]の比)</u> より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板, 胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。</p> <p>別第3-1表に既工認強度計算結果の設計裕度及を示す。</p> | <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">熱交換器からの漏えいの可能性について</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2</u> 以上の部位を除く水室フランジ, 水室フランジボルト, 管板, 伝熱管について, <u>ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa[gage]*)</u> 及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p><u>*弁開放直後の圧力上昇に比べ, 弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇に伴う耐力低下の方が, 系統全体への影響が大きい</u>ため, 静定圧力を採用した。</p> <p>1. 強度評価 1.1 評価部位の選定</p> <p>既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が <u>2</u> 以上の部位を除く水室フランジ, 水室フランジボルト, 管板, 伝熱管について評価した。</p> <p>別表2-1に既工認強度計算結果の設計裕度, 別図2-1に残留熱除去系熱交換器構造図を示す。</p> | <p>・記載方針の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため, 評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価方針の相違【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】</p> <p>・評価対象の相違【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため, 評価対象部位が異なる。</p> |

別第 3-1 表 既工認強度計算結果の設計裕度 (3.45MPa, 249°C)

| 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 裕度 |
|------------|-----------------|------------------|-------|
| 胴板 (厚肉部) | 53.32mm 最小厚さ | ≧34.21mm 必要厚さ | 1.55 |
| 胴板 (薄肉部) | 37.05mm 最小厚さ | ≧34.21mm 必要厚さ | 1.08 |
| 胴側鏡板 | 56.95mm 最小厚さ | ≧33.64mm 必要厚さ | 1.69 |
| 胴側出口 | 14.55mm 最小厚さ | ≧7.78mm 必要厚さ | 1.87 |
| 胴側液面計 | 6.15mm 最小厚さ | ≧0.56mm 必要厚さ | 10.98 |
| 胴側ドレン | 62.50mm 最小厚さ | ≧2.26mm 必要厚さ | 27.65 |
| 胴側ベント(1) | 5.50mm 最小厚さ | ≧0.84mm 必要厚さ | 6.54 |
| 胴側ベント(2) | 10.00mm 最小厚さ | ≧0.42mm 必要厚さ | 23.80 |
| 胴側入口 | 14.55mm 最小厚さ | ≧7.78mm 必要厚さ | 1.87 |
| 胴側逃がし弁 (座) | 5.45mm 最小厚さ | ≧0.84mm 必要厚さ | 6.48 |
| 胴側逃がし弁 (管) | 3.20mm 最小厚さ | ≧0.80mm 必要厚さ | 4.00 |

別表 2-1 既工認強度計算結果の設計裕度 (40kg/cm², 185°C)

| 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 裕度※ | 備考 |
|--------------------|------------------------------------|---|----------------------|------------|
| 水室鏡板 | <input type="text"/> (最小厚さ) | ≧14.80mm (必要厚さ) | <input type="text"/> | |
| 管側出入口管台 | <input type="text"/> (最小厚さ) | ≧6.47mm (必要厚さ) | <input type="text"/> | |
| 管側ベント/ ドレン管台 | <input type="text"/> (最小厚さ) | ≧1.70mm (必要厚さ) | <input type="text"/> | |
| 管側出入口管台 (補強計算) | 12483mm ² (補強に有効な面積) | ≧5038mm ² (補強に必要な面積) | 2.47 | |
| 水室フランジ | 6.5kg/mm ² (発生応力) | ≦12.2kg/mm ² (許容応力) | 1.87 | |
| 水室フランジ ボルト | 64029mm ² (ボルト総断面積) | ≧59796mm ² (ボルトの所要 総断面積) | 1.07 | |
| 管側出入口管台 フランジ | 6.1kg/mm ² (発生応力) | ≦12.2kg/mm ² (許容応力) | 2.00 | |
| 管側出入口管台 フランジボルト | 13480mm ² (ボルト総断面積) | ≧4401mm ² (ボルトの所要 総断面積) | 3.06 | |
| 管板 | <input type="text"/> (最小厚さ) | ≧226.02mm (必要厚さ) | <input type="text"/> | 最小裕 度部位 |
| 伝熱管 | <input type="text"/> (最小厚さ) | ≧0.65mm (必要厚さ) | <input type="text"/> | |

※小数点第3位切り捨て

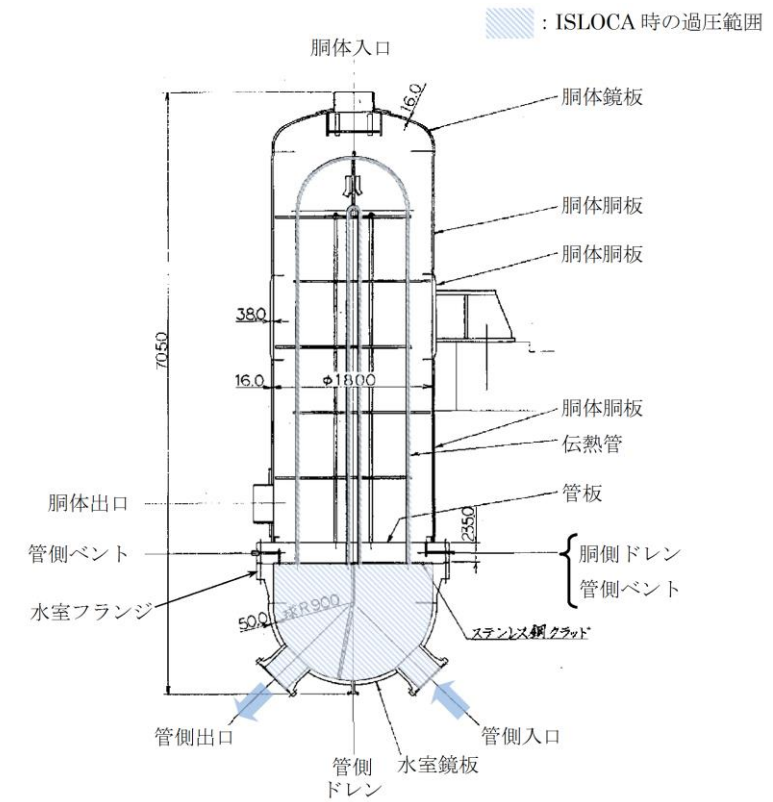
・評価結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

島根原子力発電所 2号炉

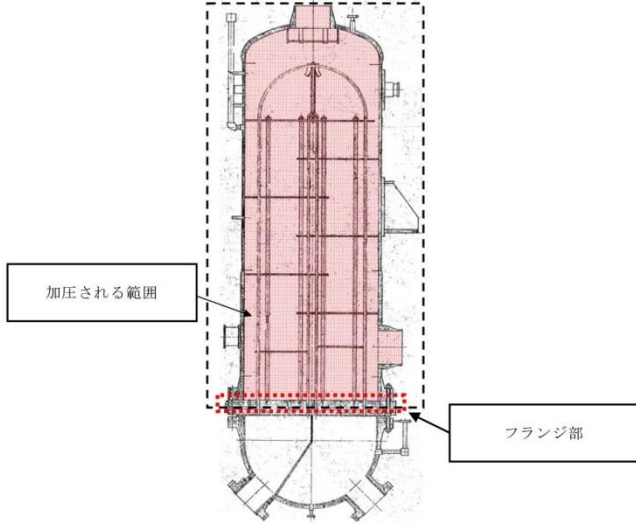
備考



別図 2-1 残留熱除去系熱交換器構造図

・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は、「別第
3-1 図」に記載。

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|-----------------|---|
| | <p>1.2 評価方法</p> <p>(1) 胴側胴板の評価</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$ <p>t : 胴側胴板の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D_i : 胴の内径 (=2,000mm)</p> <p>S : 胴板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288°C SB410)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p> <p>(2) 胴側鏡板の評価</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PDK}{2S\eta - 0.2P}$ <p>t : 胴側鏡板の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D_i : 鏡板の内面における長径 (=2,000mm)</p> <p>K : 半だ円形鏡板の形状による係数 (=1.0)</p> <p>S : 鏡板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288°C SB410)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p> <p>(3) 胴側入口, 出口管台</p> <p><u>設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。</u></p> $t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$ <p>t : 胴側入口, 出口管台の計算上必要な厚さ (mm)</p> <p>P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)</p> <p>D_o : 管台の外径 (=558.8mm)</p> <p>S : 管台の設計引張強さ (Su=438MPa, at 288°C SF490A)</p> <p>η : 継手効率 (=1.0)</p> | <p>1.2 評価方法</p> | <p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価対象の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 |
|-------------------------------------|---|---|---|
| | <p>(4) フランジ部</p> <p>日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。</p>  <p>別第3-1図フランジ部</p> | <p>(1) 水室フランジ (ボルト含む)</p> <p>日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。</p> <p>(2) 管板</p> <p>管板は、<u>JSME 設計・建設規格 PVC-3510「管穴の中心間距離および管板の厚さの規定」</u>の手法を適用して評価を行い、<u>管板の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。</u></p> $t = \frac{FD}{2} \frac{P}{Su} = 163(\text{mm}) (< \text{実際の最小厚さ} (= \square)(\text{mm}))$ <p>t : 管板の必要な厚さ F : 管板の支え方による係数 (=1.25) D : パッキンの中心円の径 (=1997.18 (mm)) Su : 管板の設計引張強さ (=438 (MPa) 【SFVC2B (288°C)】)</p> | <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「別図2-1」に記載。</p> <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> |

| 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) | 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) | 島根原子力発電所 2号炉 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------------------------------|---|---|------------|------------|------------|----------------------|-----------------------|------------|----------------------|-----------------------|------|----------------------|-----------------------|-----------|----------------------|----------------------|------|-------------------------------|-------------------------------|------------|------------|-------|---------|--------|-----|-----|---|------|------|------|----|--------|------------------|--------------------------------|--|---------------|-----------------------------------|---|--|----|---------------------------|-------------------------------|--|-----|---------------------------|---------------------------|--|---|
| | <p>1.3 評価結果</p> <p>熱交換器の各部位について評価した結果、別第3-2表及び別第3-3表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>保守的に弁開放直後のピーク圧力 (8.2MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別第3-2表 フランジ部以外の評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="964 1287 1685 1480"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の値</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴側胴板 (厚肉部)</td> <td>53.32mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.71mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側胴板 (薄肉部)</td> <td>37.05mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.71mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側鏡板</td> <td>56.95mm (実機の最小厚さ)</td> <td>35.08mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> <tr> <td>胴側入口・出口管台</td> <td>14.55mm (実機の最小厚さ)</td> <td>8.62mm (計算上必要な厚さ)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;"><u>別第3-3表 フランジ部の評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="964 1602 1685 1654"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>ボルトの実機の断面積 (mm²)</th> <th>ボルトの必要な断面積 (mm²)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ部</td> <td>106,961</td> <td>74,184</td> <td>239</td> <td>262</td> </tr> </tbody> </table> | 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 胴側胴板 (厚肉部) | 53.32mm (実機の最小厚さ) | 35.71mm (計算上必要な厚さ) | 胴側胴板 (薄肉部) | 37.05mm (実機の最小厚さ) | 35.71mm (計算上必要な厚さ) | 胴側鏡板 | 56.95mm (実機の最小厚さ) | 35.08mm (計算上必要な厚さ) | 胴側入口・出口管台 | 14.55mm (実機の最小厚さ) | 8.62mm (計算上必要な厚さ) | 評価部位 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | フランジ部 | 106,961 | 74,184 | 239 | 262 | <p>(3) 伝熱管</p> <p>伝熱管の評価は、JSME 設計・建設規格 PVC-3610「管台の厚さの規定」の手法を適用して評価を行い、<u>伝熱管の必要な厚さは、実機の最小厚さより小さいため、問題ないことを確認した。</u></p> <p>a. 内圧に圧力を受ける管台の必要厚さ t_1</p> $t_1 = \frac{PD_0}{2 \times Su \times \eta + 0.8 \times P} = \boxed{\quad} < \text{実機の最小厚さ} (= \boxed{\quad} \text{ (mm)})$ <p>D_0: 伝熱管の外径 (= $\boxed{\quad}$ (mm)) Su: 伝熱管の設計引張強さ (=392 (MPa)) <u>【SUS304TB (288℃)】</u> η: 継手効率 (=1.0)</p> <p>1.3 評価結果</p> <p>残留熱除去系熱交換器の各部位について評価した結果、別表2-2に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、<u>I S L O C A発生時の圧力 (7.4MPa [gage])</u> 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。</p> <p style="text-align: center;"><u>別表2-2 評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 1287 2487 1738"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>実機の値</th> <th>判定基準</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水室フランジ</td> <td>120MPa (発生応力)</td> <td>$\leq 438\text{MPa}$ (許容応力)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>水室フランジ ボルト</td> <td>64029mm² (ボルト総断面積)</td> <td>$\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>管板</td> <td>$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)</td> <td>$\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>伝熱管</td> <td>$\boxed{\quad}$ (最小厚さ)</td> <td>$\boxed{\quad}$ (必要厚さ)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> | 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 備考 | 水室フランジ | 120MPa (発生応力) | $\leq 438\text{MPa}$ (許容応力) | | 水室フランジ ボルト | 64029mm ² (ボルト総断面積) | $\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積) | | 管板 | $\boxed{\quad}$ (最小厚さ) | $\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ) | | 伝熱管 | $\boxed{\quad}$ (最小厚さ) | $\boxed{\quad}$ (必要厚さ) | | <p>・評価対象の相違 【東海第二】 設計裕度が異なるため、評価対象部位が異なる。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p> |
| 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 胴側胴板 (厚肉部) | 53.32mm (実機の最小厚さ) | 35.71mm (計算上必要な厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 胴側胴板 (薄肉部) | 37.05mm (実機の最小厚さ) | 35.71mm (計算上必要な厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 胴側鏡板 | 56.95mm (実機の最小厚さ) | 35.08mm (計算上必要な厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 胴側入口・出口管台 | 14.55mm (実機の最小厚さ) | 8.62mm (計算上必要な厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | ボルトの実機の断面積 (mm ²) | ボルトの必要な断面積 (mm ²) | 発生応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| フランジ部 | 106,961 | 74,184 | 239 | 262 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 評価部位 | 実機の値 | 判定基準 | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 水室フランジ | 120MPa (発生応力) | $\leq 438\text{MPa}$ (許容応力) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 水室フランジ ボルト | 64029mm ² (ボルト総断面積) | $\geq 26161\text{mm}^2$ (ボルトの所要 総断面積) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 管板 | $\boxed{\quad}$ (最小厚さ) | $\geq 163\text{mm}$ (必要厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 伝熱管 | $\boxed{\quad}$ (最小厚さ) | $\boxed{\quad}$ (必要厚さ) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |