

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

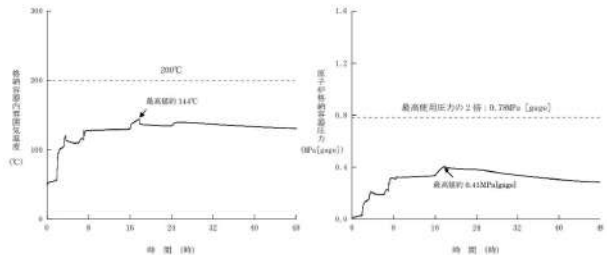
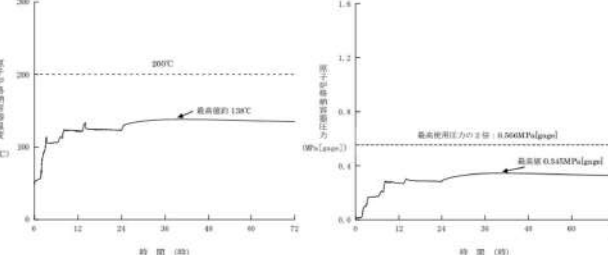
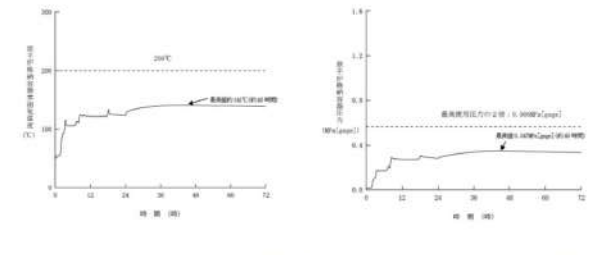
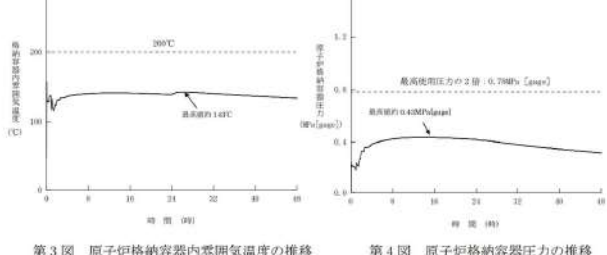
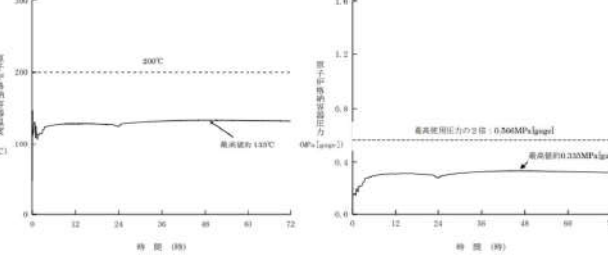
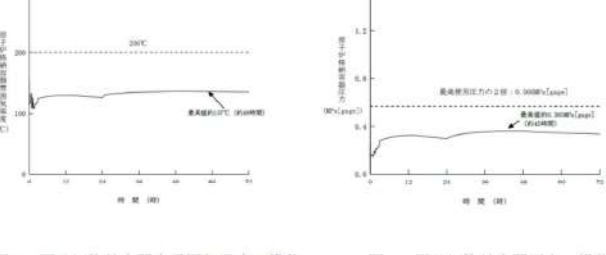
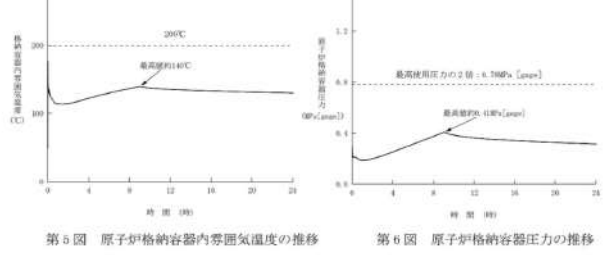
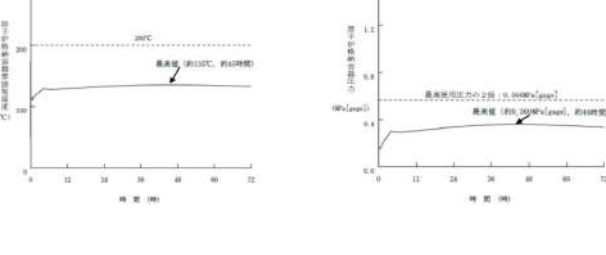
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

<p>大飯発電所3 / 4号炉</p> <p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器型式であるプレストレストコンクリート製格納容器は、鉄筋コンクリート、テンドン（鋼線）、ライナから構成された構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している^{※1}。</p> <p>また、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器雰囲気温度及び圧力の最大値（144℃、0.43MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で %/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※1 平成25年10月1日大飯SA有効性審査会合補足説明資料「50.重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について 別紙7原子炉格納容器漏えい率の設定について」</p> <p style="text-align: center; font-size: small;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>伊方発電所3号炉</p> <p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>伊方3号炉の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部を厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している[※]。</p> <p>また、伊方3号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器温度及び圧力の最高値（138℃、0.345MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で %/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※：伊方発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 3.1.1.8 Cs-137の環境への放射線量評価について</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>泊発電所3号炉の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部を厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している^{※1}。</p> <p>また、泊発電所3号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器雰囲気温度及び圧力の最大値（141℃、0.360MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で %/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※1：令和5年5月25日審査会合「泊発電所3号炉 設置許可基準規則等への適合状況について（重大事故等対処設備）2.16 原子炉制御室【59条】2-24 原子炉格納容器漏えい率の設定について」</p> <p style="text-align: center; font-size: small;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・原子炉格納容器型式の相違による。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 設備の相違 ・有効性評価における温度・圧力の最大値の相違による。</p> <p>【大飯、伊方】 資料名の相違</p>
---	--	--	---

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○格納容器過温破損シナリオ</p>  <p>第1図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第2図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過温破損シーケンス</p>  <p>図1 原子炉格納容器温度の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過温破損シナリオ</p>  <p>図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大阪実績を反映した。</p>
<p>○格納容器過圧破損シナリオ</p>  <p>第3図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第4図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過圧破損シーケンス</p>  <p>図3 原子炉格納容器温度の推移</p> <p>図4 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過圧破損シナリオ</p>  <p>図3 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図4 原子炉格納容器圧力の推移</p>	
<p>○格納容器除熱機能喪失シナリオ</p>  <p>第5図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第6図 原子炉格納容器圧力の推移</p>		<p>○格納容器除熱機能喪失シナリオ</p>  <p>図5 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図6 原子炉格納容器圧力の推移</p>	

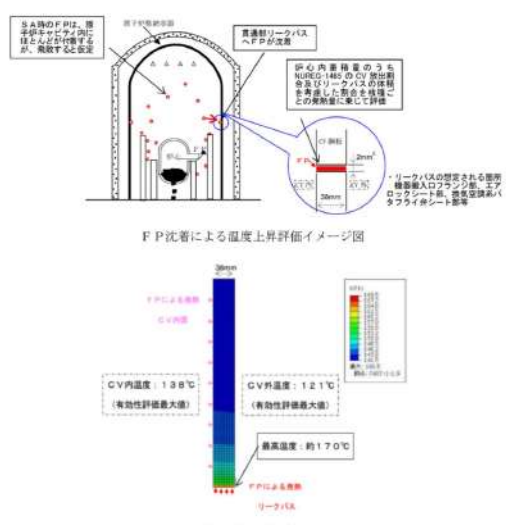
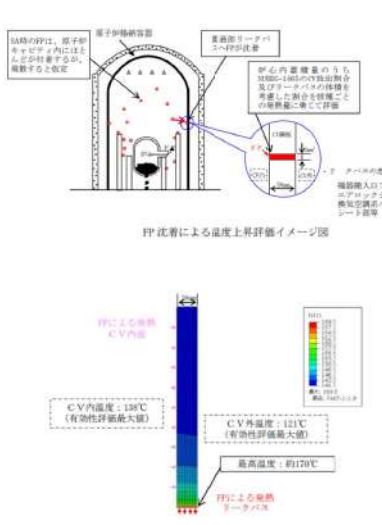
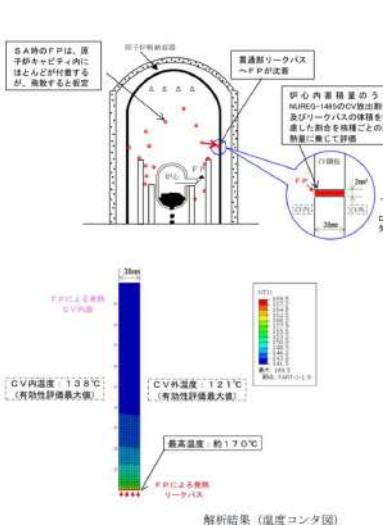
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉 参考資料-4	伊方発電所3号炉 参考資料-4	泊発電所3号炉 参考資料-4	相違理由
<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p> <p>代表プラントにおける炉心熔融時の貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見について確認する。</p>	<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p> <p>代表プラントにおける炉心熔融時の各貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見について確認する。</p>	<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p> <p>代表プラントにおける炉心熔融時の各貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見を確認する。</p>	
<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p> <p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器評価温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p> <p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器評価温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p> <p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	
<p>※：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p> <p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	<p>注：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p> <p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	<p>※：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p> <p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	<p>【大阪、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p>
<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合[※]の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	
<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p> <p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p> <p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約2mm²のリークパスと仮定。</p>	<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p> <p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p> <p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果を基に約2mm²のリークパスと仮定。</p>	<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p> <p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p> <p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果を基に約2mm²のリークパスと仮定。</p>	

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p> <p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破損シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器評価温度（200℃）を下回り原子炉格納容器評価温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>  <p>解析結果（温度コンタ図）</p>	<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p> <p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破損シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器評価温度（200℃）を下回り原子炉格納容器評価温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>  <p>解析結果（温度コンタ図）</p>	<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。 ※本評価においては、CV内に放出された希ガス以外（希ガスは沈着しない）のFPがCV内壁、貫通部、構造物に均一に付着すると仮定し、これからの発熱も考慮している。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p> <p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破損シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器限界温度（200℃）を下回り原子炉格納容器限界温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>  <p>解析結果（温度コンタ図） FP沈着による温度上昇評価イメージ図</p>	<p>【大飯、伊方】 記載充実</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p>

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したのもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	<p>2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したのもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	<p>2. 泊発電所3号炉への適用について</p> <p>上記評価は代表プラントの原子炉格納容器限界温度に対するFP発熱の影響を説明しているが、原子炉格納容器内温度を除き、泊発電所3号炉と評価条件が同等又は泊発電所3号炉の評価条件の方が厳しくない条件となる。また、原子炉格納容器内温度は泊発電所3号炉の温度が3℃程度高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではないため、代表プラントにおける評価が適用できるものとする。下表に代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較を示す。</p> <p style="text-align: center;">表 代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較</p> <table border="1" data-bbox="1400 518 2004 917"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>代表プラント</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定リークパス面積</td> <td>約2 mm²</td> <td>約1.3 mm²</td> <td>代表プラントよりも熱源が小さくなる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度</td> <td>138℃</td> <td>141℃</td> <td>代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器外温度</td> <td>121℃</td> <td>124℃</td> <td>代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。</td> </tr> <tr> <td>事故直後のFP発熱量</td> <td>4×10⁴kW</td> <td>4×10⁴kW</td> <td>代表プラントと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器厚さ</td> <td>38 mm</td> <td>44.5 mm</td> <td>代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したのもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	評価条件	代表プラント	泊発電所3号炉	備考	想定リークパス面積	約2 mm ²	約1.3 mm ²	代表プラントよりも熱源が小さくなる。	原子炉格納容器内温度	138℃	141℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。	原子炉格納容器外温度	121℃	124℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。	事故直後のFP発熱量	4×10 ⁴ kW	4×10 ⁴ kW	代表プラントと同じ。	原子炉格納容器厚さ	38 mm	44.5 mm	代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。	<p>【大飯、伊方】 設備の相違 ・表のとおり、評価条件について比較を行い、代表プラントにおける評価が適用できることを確認した。</p>
評価条件	代表プラント	泊発電所3号炉	備考																								
想定リークパス面積	約2 mm ²	約1.3 mm ²	代表プラントよりも熱源が小さくなる。																								
原子炉格納容器内温度	138℃	141℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。																								
原子炉格納容器外温度	121℃	124℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれをを超えるほどの温度差ではない。																								
事故直後のFP発熱量	4×10 ⁴ kW	4×10 ⁴ kW	代表プラントと同じ。																								
原子炉格納容器厚さ	38 mm	44.5 mm	代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。																								

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>・PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>・配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p> <p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状 FP やデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内 CFD 粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm 程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p> <p>(2) PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの FP 挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、格納容器を模擬しているが、格納容器貫通部は模擬されていない。</p> <p>(3) 配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内の FP 挙動および過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要な FP 化合物である CsI および CsOH の配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性および配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p> <p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>小口径配管 (内径約 1mm、長さ 30cm) を格納容器貫通部リークパスと想定し、FP が通過した場合の捕集試験を実施し、FP により配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部 (漏えい部) への FP の付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</p>	<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>・PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>・配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p> <p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状 FP やデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内 CFD 粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の原子炉格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm 程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p> <p>(2) PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの FP 挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路、蒸気発生器、原子炉格納容器を模擬しているが、原子炉格納容器貫通部は模擬されていない。</p> <p>(3) 配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内の FP 挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要な FP 化合物である CsI 及び CsOH の配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p> <p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>小口径配管 (内径約 1mm、長さ 30cm) を格納容器貫通部リークパスと想定し、FP が通過した場合の捕集試験を実施し、FP により配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部 (漏えい部) への FP の付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</p>	<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>・PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>・配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p> <p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状 FP やデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内 CFD 粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の原子炉格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm 程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p> <p>(2) PHEBUS-FP 計画 (IRSN/欧州共同体)</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの FP 挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、原子炉格納容器を模擬しているが、原子炉格納容器貫通部は模擬されていない。</p> <p>(3) 配管信頼性実証試験 (WIND 計画、原研)</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内の FP 挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要な FP 化合物である CsI 及び CsOH の配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p> <p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)</p> <p>小口径配管 (内径約 1mm、長さ 30cm) を格納容器貫通部リークパスと想定し、FP が通過した場合の捕集試験を実施し、FP により配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部 (漏えい部) への FP の付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、CV内温度は最大となる時点の温度にて評価 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合をもとに、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、CV内温度は最高となる約41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。CV内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。）※リークパスの算出方法について 	<p style="text-align: right;">参考1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合を基に、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、原子炉格納容器内温度は最高となる約41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。原子炉格納容器内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。） 	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定している。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定している。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合を基に、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、原子炉格納容器内温度は最高となる約41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。原子炉格納容器内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。） 	<p>【伊方】 資料名の相違</p> <p>【大飯】 記載適正化 【大飯】 記載表現の相違</p>

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>○FP 発熱の核種の起因割合について</p> <p>FPの発熱の核種での寄与割合を下記表に整理する。よう素、セシウム の寄与割合が約80%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約20%で あり熱量への寄与割合は低い。</p> <p style="text-align: center;">核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1" data-bbox="125 453 680 1011"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>よう素</td><td>約30%</td></tr> <tr><td>セシウム類</td><td>約52%</td></tr> <tr><td>テルル類</td><td>約11%</td></tr> <tr><td>ストロンチウム</td><td>約4%</td></tr> <tr><td>バリウム</td><td>約2%</td></tr> <tr><td>ルテニウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>セリウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>ランタン類</td><td>約1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約30%	セシウム類	約52%	テルル類	約11%	ストロンチウム	約4%	バリウム	約2%	ルテニウム類	<1%	セリウム類	<1%	ランタン類	約1%	合計	100%		<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>○ FP 発熱の核種の起因割合について</p> <p>FPの発熱の核種での寄与割合を下記表に整理する。よう素、セシウム の寄与割合が約80%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約20%で あり熱量への寄与割合は低い。</p> <p style="text-align: center;">表 核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1" data-bbox="1402 483 2007 815"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>よう素</td><td>約30%</td></tr> <tr><td>セシウム類</td><td>約52%</td></tr> <tr><td>テルル類</td><td>約11%</td></tr> <tr><td>ストロンチウム</td><td>約4%</td></tr> <tr><td>バリウム</td><td>約2%</td></tr> <tr><td>ルテニウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>セリウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>ランタン類</td><td>約1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約30%	セシウム類	約52%	テルル類	約11%	ストロンチウム	約4%	バリウム	約2%	ルテニウム類	<1%	セリウム類	<1%	ランタン類	約1%	合計	100%	
核種グループ	熱量寄与割合																																										
よう素	約30%																																										
セシウム類	約52%																																										
テルル類	約11%																																										
ストロンチウム	約4%																																										
バリウム	約2%																																										
ルテニウム類	<1%																																										
セリウム類	<1%																																										
ランタン類	約1%																																										
合計	100%																																										
核種グループ	熱量寄与割合																																										
よう素	約30%																																										
セシウム類	約52%																																										
テルル類	約11%																																										
ストロンチウム	約4%																																										
バリウム	約2%																																										
ルテニウム類	<1%																																										
セリウム類	<1%																																										
ランタン類	約1%																																										
合計	100%																																										

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出された約2mm²のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、<i>m</i>:質量流量 <i>P₀</i>:1次側圧力 <i>γ</i>:比熱比 <i>R</i>:ガス定数</p> <p style="text-align: right;"><i>Ae</i>:漏えい等価面積 <i>P_b</i>:2次側圧力 <i>T₀</i>:1次側温度</p> <p>上記式中の1次系及び2次系のパラメータは、それぞれ格納容器内外の値を使用。</p> <p>格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、格納容器外の圧力は大気圧として評価。</p> <p>質量流量 (m) は格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。</p>		<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい率試験結果を基に算出された約2mm²のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、 <i>m</i> : 質量流量 (kg/s) <i>P₀</i> : 1次側圧力 (Pa) <i>γ</i> : 比熱比 (-) <i>R</i> : ガス定数 (J/(kg・K))</p> <p style="text-align: right;"><i>A_e</i> : 漏えい率等価面積 (m²) <i>P_b</i> : 2次側圧力 (Pa) <i>T₀</i> : 1次側温度 (K)</p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。</p> <p>原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。</p> <p>質量流量 (m) は原子炉格納容器内雰囲気ガスの密度×体積×漏えい率より算出。</p>	<p>【大飯】 記載充実</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																				
<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価している。</p> <p>NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1" data-bbox="100 446 705 718"> <caption>Table 3.13 PWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 2mm² と鋼板厚さ 38mm より 0.076cm³ であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI*（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 0.34g となる。</p> <p>またこの量は、原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 1.1×10⁻⁴% が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p> <p>※：原子炉格納容器内へ放出される FP の支配的なものとしては、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FP の密度は、CsI が約 4.5g/cm³、CsOH が約 3.7g/cm³ であることから保守的に CsI の密度を用いて FP の質量を求める。</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0		<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価している。</p> <p>表 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1" data-bbox="1400 446 2004 718"> <caption>Table 3.13 PWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 2mm² と鋼板厚さ 38mm より 0.076cm³ であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI*（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 0.34g となる。</p> <p>またこの量は、原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 1.1×10⁻⁴% が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p> <p>※：原子炉格納容器内へ放出される FP の支配的なものとしては、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FP の密度は、CsI が約 4.5g/cm³、CsOH が約 3.7g/cm³ であることから保守的に CsI の密度を用いて FP の質量を求める。</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0	
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																			
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																			
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																			
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																			
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																			
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																			
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																			
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																			
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																			
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																			
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																			
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																			
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																			
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																			
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																			
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																			
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																			
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																			
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																			
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																			

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト (1/6)						原子炉格納容器貫通部リスト (1/6)						設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T.P.]	
アクセス開口等	X-1	逃がし安全弁搬出入口				固定式配管貫通部	開口部等	450	機器搬入口			
	X-2A	機器搬出入用ハッチ					350	通常用エアロック				
	X-2B	機器搬出入用ハッチ					400	非常用エアロック				
	X-3	所員用エアロック					212	格納容器圧力取出し配管(スライ用 3PT-590)				
	X-4	制御棒駆動機構搬出入口					217	格納容器圧力取出し配管(スライ用 3PT-591)				
	X-5	ISI 用ハッチ					234	格納容器圧力取出し配管(スライ用 3PT-592)				
	X-6A	ベント開口					238	格納容器圧力取出し配管(真空逃がし減圧系用 3PIA-3800)				
	X-6B	ベント開口					253	格納容器圧力取出し配管(スライ用 3PT-593)				
	X-6C	ベント開口					311	格納容器圧力取出し配管(真空逃がし減圧系用 3PIA-3801)				
	X-6D	ベント開口					312	格納容器圧力取出し配管(AM用 3PT-594)				
	X-6E	ベント開口					254	格納容器冷却材ポンプ出力カテナ分析器連絡配管				
	X-6F	ベント開口					313	炉内計装用二酸化炭素ガス配管				
	X-6G	ベント開口					257	加圧器逃がしカテナ自動分析器連絡配管				
	X-6H	ベント開口					249	事故時1次冷却材ポンプ戻り配管				
プロセス配管用	X-10A	主蒸気(タービンへ)				292	蓄圧カテナ配管					
	X-10B	主蒸気(タービンへ)				321	B.蒸気発生器ポンプ出力カテナ配管					
	X-10C	主蒸気(タービンへ)				323	C.蒸気発生器ポンプ出力カテナ配管					
	X-10D	主蒸気(タービンへ)				325	A.蒸気発生器ポンプ出力カテナ配管					
	X-11	MS ドレン				231	蓄圧カテナ配管					
	X-12A	給水(RPVへ)				244	1次冷却材(Cボウ高温側)カテナ配管					
	X-12B	給水(RPVへ)				245	加圧気相部、液相部カテナ及び1次冷却材(Bボウ高温側)カテナ配管					
	X-13A	PLRポンプバージ水供給				250	格納容器空気カテナ戻り配管(PASS戻り配管)					
	X-13B	PLRポンプバージ水供給				333	格納容器空気カテナ取出し配管(PASSガスカテナ取出し配管)					
	X-14	PLRサンプリング				235	C.1次冷却材ポンプ封水注入配管					
	X-20	CRDそう入				237	A.1次冷却材ポンプ封水注入配管					
	X-21	CRD引抜				260	B.1次冷却材ポンプ封水注入配管					
	X-22	ほう酸水注入				220	A.格納容器水素ガス給気配管					
	X-30A	ドライウェルスプレイ				221	B.格納容器水素ガス給気配管					
	X-30B	ドライウェルスプレイ										
	X-31A	RIR低圧注入(LPCI)										
	X-31B	RIR低圧注入(LPCI)										
	X-31C	RIR低圧注入(LPCI)										
	X-32A	RIR戻り(停止時冷却)										
X-32B	RIR戻り(停止時冷却)											
X-33A	RIR供給(停止時冷却)											

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト（2/6）						原子炉格納容器貫通部リスト（2/6）						設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T.P.]	
プロセス配管用	X-33B	RHR 供給（停止時冷却）				固定式配管貫通部	224	B.制御用空気配管				
	X-34	低圧炉心スプレイ					243	A.制御用空気配管				
	X-35	高圧炉心スプレイ					256	格納容器からの出口配管				
	X-36	RHC 蒸気					219	脱塩水配管				
	X-37	RPV ヘッドスプレイ					261	抽出配管				
	X-50	CUW ポンプ給水					258	1次冷却材の封水戻り配管				
	X-51	機器ドレン					211	加圧器逃がしの純水補給配管				
	X-52	床ドレン					251	格納容器冷却材の出口配管				
	X-60	MUWC 供給					320	B.蒸気発生器からの配管				
	X-61A	RCW (A) 供給					322	C.蒸気発生器からの配管				
	X-61B	RCW (B) 供給					324	A.蒸気発生器からの配管				
	X-62A	RCW (A) 戻り					259	充てん配管				
	X-62B	RCW (B) 戻り					226	原子炉キャビティ浄化ライン入口配管				
	X-63	HNCW 供給					222	制御機器駆動装置冷却ユニット、余剰抽出冷却器冷却水戻り配管				
	X-64	HNCW 戻り					230	制御機器駆動装置冷却ユニット、余剰抽出冷却器冷却水供給配管				
	X-70	所内用空気					218	水消火用配管				
	X-71	針管用空気					239	B.高圧注入配管				
	X-72A	ADS アクチュムレータ (A) 供給					242	A.高圧注入配管				
	X-72B	ADS アクチュムレータ (B) 供給					327	ECT 電線用配管				
	X-73	常用アクチュムレータ供給					413	B 格納容器減圧配管				
	X-80	ドライウェル換気（送気）					414	A 格納容器減圧配管				
	X-81	ドライウェル換気（排気）					326	スラック・スラック配管				
	X-82A	FCS 吸込 (A)					328	スラック・スラック配管				
	X-82B	FCS 吸込 (B)					411	1次冷却材のモータ給油用配管				
	X-90	予備					412	1次冷却材のモータ給油用配管				
	X-91	予備					415	UT マシン電線用配管/格納容器漏えい率試験装置加圧配管				
X-92	予備				417	UT マシン電線用配管/格納容器漏えい率試験装置減圧配管						
X-93	予備											
電気用	X-100A	中性子計装										
	X-100B	中性子計装										
	X-100C	中性子計装										
	X-100D	中性子計装										
	X-101A	再循環ポンプ動力										
	X-101B	再循環ポンプ動力										
	X-101C	再循環ポンプ動力										
X-101D	再循環ポンプ動力											
X-102A	制御											

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉					相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト (3/6)						原子炉格納容器貫通部リスト (3/6)					設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	
電気用	X-102B	制御				固定式配管貫通部	419	格納容器スプレ配管(B.CPホヅツより)			
	X-102C	制御					420	格納容器スプレ配管(A.CPホヅツより)			
	X-102D	制御					422	B.真空逃がし配管			
	X-102E	制御					423	A.真空逃がし配管			
	X-103A	計装					161	余熱除去出口配管(Cホヅツより)			
	X-103B	計装					162	余熱除去出口配管(Aホヅツより)			
	X-103C	計装					200	燃料移送管			
	X-104A	制御棒位置指示					151	格納容器再循環配管(B.BHRホヅツ及びCSホヅツへ)			
	X-104B	制御棒位置指示					152	格納容器再循環配管(A.BHRホヅツ及びCSホヅツへ)			
	X-104C	制御棒位置指示					319	格納容器漏えい率試験装置圧力取出し配管			
	X-104D	制御棒位置指示					418	格納容器漏えい率試験装置圧力計測配管			
	X-105A	低圧動力					247	加圧器逃がし気室供給配管			
	X-105B	低圧動力					248	蓄圧気室供給配管			
	X-105C	低圧動力					216	所内用空気配管			
	X-105D	低圧動力					255	格納容器冷却材シフトホヅツ接続配管及び窒素供給配管			
	X-106A	予備					416	格納容器給気外			
X-106B	予備				421		格納容器排気外				
計装用	X-130A	主蒸気流量 (b~e), 予備 (a, f)					213	予備			
	X-130B	主蒸気流量 (b~e), 予備 (a, f)					214	予備			
	X-130C	主蒸気流量 (b~e), 予備 (a, f)					215	予備			
	X-130D	主蒸気流量 (b~e), 予備 (a, f)					229	予備			
	X-131	原子炉水位					233	予備			
	X-132A	原子炉水位及び圧力					315	予備			
	X-132B	原子炉水位及び圧力					318	予備			
	X-132C	原子炉水位及び圧力					329	予備			
	X-132D	原子炉水位及び圧力					228	予備			
	X-133A	原子炉水位及び圧力					236	予備			
	X-133B	原子炉水位及び圧力					246	予備			
	X-133C	原子炉水位及び圧力					252	予備			
	X-133D	原子炉水位及び圧力									
	X-134A	原子炉水位及び圧力									
	X-134B	原子炉水位及び圧力									
	X-134C	原子炉水位及び圧力									
	X-134D	原子炉水位及び圧力									
	X-135A	ジェットポンプ流量 (a~f)									
	X-135B	ジェットポンプ流量 (a~f)									
	X-135C	ジェットポンプ流量 (a~f)									

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト（4/6）						原子炉格納容器貫通部リスト（4/6）						設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T.P.]	
計装用	X-135D	ジェットポンプ流量 (a~f)				伸縮式配管貫通部	225	原子炉サビ浄化の出口配管				
	X-136A	PLR (b~e), 炉心下部格子板下圧力 (a), 予備 (f)					314	C.格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管				
	X-136B	PLR (b~e), 予備 (a, f)					316	D.格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管				
	X-137A	PLR (c, d), CLW (b, e), 予備 (a, f)					317	C, D.格納容器再循環ユニット冷却水供給配管				
	X-137B	PLR (c, d), RHR (a, b, e, f)					330	A, B.格納容器再循環ユニット冷却水供給配管				
	X-137C	PLR (c, d), RHR (a, b, e, f)					331	A.格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管				
	X-137D	PLR (c, d), CLW (b, e), 炉心下部格子板上圧力 (a), 予備 (f)					332	B.格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管				
	X-138	炉心下部格子板下圧力 (c), 炉心下部格子板上圧力 (d), 予備 (a, b, e, f)					223	1次冷却材の冷却水戻り配管				
	X-139A	LPCI-A (c), LPCS (d), 予備 (a, b, e, f)					227	1次冷却材の冷却水供給配管				
	X-139B	予備 (a, b, e, f), LPCI-B (d), LPCI-C (c)					240	余熱除去入口配管 (B余熱除去冷却器より Cold legへ)				
	X-140A	RCIC (a, f), 予備 (b, c, d, e)					241	余熱除去入口配管 (A余熱除去冷却器より Cold legへ)				
	X-140B	RPV フランジリーク (b), RCIC (a, f), HPCS (e), 予備 (c), D/W水位 (d)					301	主給水管 (B側)				
	X-150	FP モニタ (a, b), D/W水位 (c)					302	主給水管 (C側)				
	X-151A	CAMS (γ線)					303	主給水管 (A側)				
	X-151B	CAMS (γ線)					401	主蒸気管 (B側)				
	X-152A	D/W圧力 (a), CAMS サンプリング (b, c)					402	主蒸気管 (C側)				
	X-152B	D/W圧力 (a), 予備 (b, c)					403	主蒸気管 (A側)				
	X-152C	D/W圧力 (a), 予備 (b, c)										
	X-152D	D/W圧力 (a), CAMS サンプリング (b, c)										
	X-153	露点計測 (a, b), 予備 (c)										
	X-154	LOCA 時伊水サンプリング										
	X-155	格納容器漏洩試験用 (a, b), 予備 (c)										
	X-160A	TIP 案内管										
	X-160B	TIP 案内管										
	X-160C	TIP 案内管										
	X-160D	TIP 案内管										
	X-161	TIP バージ用										
	X-190A	予備										
	X-190B	予備										
	X-191A	予備										
	X-191B	予備										

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト（5/6）						原子炉格納容器貫通部リスト（5/6）						設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T.P.]	
アクセス開口等	X-200A	サブプレッションチェンバ出入口				電気配線貫通部	E708	3A-1 次冷却媒体の用(高压電力用)				相違理由 設備の相違
	X-200B	サブプレッションチェンバ出入口					E704	3C-1 次冷却媒体の用(高压電力用)				
	X-205A	ドレン用					E602	3B-1 次冷却媒体の用(高压電力用)				
	X-205B	ドレン用					E610	格納容器軸動力主分電盤 3B-CRDM 冷却ファン用(低圧電力用)				
プロセス配管用	X-212	MSIV リークオフライン					E609	格納容器熱交換器 3A-CRDM 冷却ファン用(低圧電力用)				
	X-213A	サブプレッションチェンバスプレイ					E709	3A/3B-格納容器再循環ファン用(低圧電力用)				
	X-213B	サブプレッションチェンバスプレイ					E702	3C/3D-格納容器再循環ファン用(低圧電力用)				
	X-214A	RHR ポンプ給水(A)					E613	加圧器ヒータ(後備)の用(低圧電力用)				
	X-214B	RHR ポンプ給水(B)					E614	加圧器ヒータ(後備)の用(低圧電力用)				
	X-214C	RHR ポンプ給水(C)					E612	加圧器ヒータ(制御)の用(低圧電力用)				
	X-215A	RHR ポンプテスト(A)					E705	CRDM 専用(低圧電力用)				
	X-215B	RHR ポンプテスト(B, C)					E706	CRDM 専用(低圧電力用)				
	X-217	LPCS ポンプ給水					E707	CRDM 専用(低圧電力用)				
	X-218	LPCS ポンプテスト					E507	3A-原子炉容器室冷却ファン他用(低圧電力用)				
	X-219	HPCS ポンプ給水					E701	3B-原子炉容器室冷却ファン制御棒位置指示盤他用(低圧電力用)				
	X-220	HPCS ポンプテスト					E503	格納容器照明用変圧器用(低圧電力用)				
	X-221	RCIC ポンプ給水					E522	SIS, RHR, CSS 等 A 系・C 系電動弁用(低圧電力用 A)				
	X-222	RCIC タービン排気					E608	SIS, RHR, CSS 等 B 系・D 系電動弁用(低圧電力用 B)				
	X-223	真空ポンプ吹出(RCIC)					E520	RCS, SIS, RHR, CSS, CCWS 等電動弁・計器用(制御用 A)				
	X-230	サブプレッションチェンバ換気(排気)					E607	RCS, SIS, RHR, CSS 等電動弁・計器用(制御用 B)				
	X-231	サブプレッションチェンバ換気(送気)					E606	RCS, SIS, RHR, CSS, CCWS 等電動弁・計器用(制御用 B)				
	X-232A	FCS (A) 戻り					E611	格納容器設備格納容器内監視用 TV 設備用(制御用)				
	X-232B	FCS (B) 戻り					E519	RCS, CSS 等電動弁・計器用(制御用)				
	X-233	サブプレッションプール水貯蔵系					E601	3A/3B-炉内計装駆動装置用(制御用)				
	X-240	予備					E512	3C/3D-炉内計装駆動装置格納容器軸動力盤スイッチ等用(制御用)				
	X-241	予備					E504	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装ファン社 I)				
	X-242	予備					E513	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装ファン社 II)				
	X-243	予備					E508	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装ファン社 III)				
電気用	X-250A	計装				E516	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装ファン社 IV)					
	X-250B	計装										
計装用	X-260A	CAMS (A) 供給										
	X-260B	CAMS (B) 供給										
	X-261A	CAMS (A) 戻り										
	X-261B	CAMS (B) 戻り										
	X-262A	CAMS ドレン (A)										
	X-262B	CAMS ドレン (B)										

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
原子炉格納容器貫通部リスト（6/6）						原子炉格納容器貫通部リスト（6/6）						設備の相違
分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T.P.]	
計装用	X-263	LOCA時液体サンプル採り				電気配線貫通部	E505	NIS用(計装ファン社Ⅰ)				
	X-270A	真空破壊装置計装					E514	NIS用(計装ファン社Ⅱ)				
	X-270B	真空破壊装置計装					E509	NIS用(計装ファン社Ⅲ)				
	X-270C	真空破壊装置計装					E517	NIS用(計装ファン社Ⅳ)				
	X-270D	真空破壊装置計装					E703	3A/3B/3C/3D-炉内計装駆動装置用(計装ノット)				
	X-270E	真空破壊装置計装					E604	温度計、圧力計、水位計、流量計等 制御棒位置指示盤用(計装ノット)				
	X-270F	真空破壊装置計装					E511	温度計、圧力計、水位計等用(計装ノット)				
	X-271A	サブプレッションチェンバ圧力					E506	μ-2h ⁰ -メータ等用(計装ノット)				
	X-271B	サブプレッションチェンバ圧力					E605	水位計、流量計、温度計 格納容器内TV監視設備等用(計装ノット)				
	X-272A	サブプレッションプール水位					E510	炉内温度計等用(計装ノット)				
	X-272B	サブプレッションプール水位					E501	予備				
	X-272C	サブプレッションプール水位					E502	予備				
	X-272D	サブプレッションプール水位					E515	予備				
	X-272E	サブプレッションプール水位					E518	予備				
	X-272F	サブプレッションプール水位					E521	予備				
	X-280	サブプレッションプール水位					E603	予備				
	X-281	予備										

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

□ 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足2</p> <p style="text-align: center;">各部位の閉じ込め機能の裕度について</p> <p>原子炉格納容器バウダリを構成する各部に関して、重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。</p> <p>これらの機能確保のために評価を行う必要のある機器について、構造健全性及びシール部の機能維持について、各部に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行った。評価結果を第1表に示す。</p> <p>限界温度・圧力における裕度の考え方は評価対象ごとに異なり、破損限界を評価できるものについては、200℃、2Pdにおける状態と破損限界の比較を行った。また、破損限界が確認できていないものについては、200℃、2Pdの状態における健全性を確認した際の判断基準に対する裕度を評価した。判断基準に対する各部の裕度について第2表に示す。</p> <p>その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、原子炉格納容器本体の応力比較であり、裕度は約1.3であった。ただし、これらの評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されていることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものとする。</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-6</p> <p style="text-align: center;">各部位の閉じ込め機能の裕度について</p> <p>原子炉格納容器バウダリを構成する各部に関して、重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。</p> <p>これらの機能確保のために評価を行う必要のある機器について、構造健全性及びシール部の機能維持について、各部に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行った。評価結果を表1に示す。</p> <p>限界温度・圧力における裕度の考え方は評価対象ごとに異なり、破損限界を評価できるものについては、200℃、2Pdにおける状態と破損限界の比較を行った。また、破損限界が確認できていないものについては、200℃、2Pdの状態における健全性を確認した際の判断基準に対する裕度を評価した。判断基準に対する各部の裕度について表2に示す。</p> <p>その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、原子炉格納容器本体の応力比較であり、裕度は約1.1であった。ただし、これらの評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されていることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものとする。</p>	<p>相違理由</p> <p style="text-align: right;">設備の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>一方、シール部については、シール材が事故条件下において経時的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて200℃、2Pdの状態が長期間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。</p> <p>また、シール部のうち、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等のフランジ構造部については、圧力の上昇に伴い開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。</p> <p>これらの検討結果から、構造部材については、200℃、2Pdの状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、200℃、2Pdの状態が維持された場合であっても、その状態が7日間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部であるドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口が最も少ないと考える。</p>	<p>一方、シール部については、シール材が事故条件下において経時的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、シール機能が維持されると評価している7日間相当の期間を超えて200℃、2Pdの状態が長期間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。</p> <p>また、シール部のうち、機器搬入口等のフランジ構造部については、圧力の上昇に伴い開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。</p> <p>これらの検討結果から、構造部材については、200℃、2Pdの状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、200℃、2Pdの状態が維持された場合であっても、その状態が7日間相当の期間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部である機器搬入口、エアロックが最も少ないと考える。</p>	<p>設備の相違①</p> <ul style="list-style-type: none"> シリコンゴムについては、フランジ隙間可変試験（200℃、2Pd包絡条件）及び材料劣化試験（同程度の温度で約7日間経過後に寸法、硬度に大きな変化がない）より、有効性評価の範囲内（7日間相当）で、シール機能が維持されるものと評価している（比較表p41/144）。なお、女川で採用している、改良型PTM製シール材については、実機フランジ模擬試験（試験条件：200℃、2Pd、7日間）により7日間の健全性を確認している。 同様の理由を【設備の相違①】とする。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 女川では、フランジ部の構造に基づき2つのフランジ部を代表として挙げている。ドライウェル主フランジ（CV内圧が閉く側に働く）、機器搬出入用ハッチ（CV内圧が閉じる側に働く） 泊では、CV内圧が閉く側に働くフランジは無いことから、機器搬入口（CV内圧が閉じる側に働く）を代表として挙げた。 <p>設備の相違①</p> <p>設備の相違</p>

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価 (補足説明資料)

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

設備/相違

第1表 評価結果のまとめ (1/3)

評価対象	評価項目	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
①原子炉格納容器本体	構造・材料の適合性	内装アークの原子炉格納容器本体構造の適合性を確認し、許容圧力を評価	約4.2 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	一般部	設計・検証情報 (PVE-3230) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	ドーナツ型部	設計・検証情報を用いて200℃、2Pdにおける発生応力の評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
②ドーナツ型部取付ボルト	ボルト型部	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、構造確認を要す	1以下	-	-
	フランジ及びボルト	内装アークのドーナツ型部取付ボルト構造の適合性を確認し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	シール部	実機で済んだ有難き状況による設計確認及び改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
③機器取付出入口	内装部	設計・検証情報 (PVE-3230) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	機械工学評価の検証結果を参照し、許容圧力 (実物厚さ) を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	シール部	実機で済んだ有難き状況による設計確認及び改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-

第1表 評価結果のまとめ (2/3)

評価対象	評価項目	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
④圧力降下パイプ	筒体/継手	設計・検証情報を用いて、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3230) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	継手	機械工学評価の結果を参照し、許容圧力 (実物厚さ) を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑤筒体内のシール部	筒体内のシール部	PVE-3230 中の材料特性及び改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	内装部及び筒体	設計・検証情報 (PVE-3230) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	シール部	内装アークのドーナツ型部取付ボルト構造の適合性を確認し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑥筒体取付ボルト	筒体取付ボルト	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、構造確認を要す	1以下	-	-
	フランジ及びボルト	内装アークのドーナツ型部取付ボルト構造の適合性を確認し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	シール部	実機で済んだ有難き状況による設計確認及び改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑦筒体取付ボルト	筒体取付ボルト	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、構造確認を要す	1以下	-	-
	フランジ及びボルト	内装アークのドーナツ型部取付ボルト構造の適合性を確認し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	シール部	実機で済んだ有難き状況による設計確認及び改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-

第1表 評価結果のまとめ (3/3)

評価対象	評価項目	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
⑧筒体取付ボルト	ボルト取付ボルト	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	フランジ	2Pdを超過せず、2Pdにおけるフランジの発生応力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体ボルト	2Pdを超過せず、2Pdにおけるボルトの発生応力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑨筒体取付ボルト (取付部)	筒体	一般式によるフランジ取付ボルト改良の検証結果を参照し、許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体取付部	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、構造確認を要す	1以下	-	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑩筒体取付ボルト (筒体)	フランジ	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑪筒体取付ボルト (取付部)	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体取付部	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑫筒体取付ボルト (筒体)	フランジ	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
⑬筒体取付ボルト (取付部)	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体取付部	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-
	筒体	設計・検証情報 (PVE-3001) を参照し、200℃における2.5%が発生するまでの許容圧力を評価	約0.56 MPa (許容圧力)	2Pd (約0.56MPa) 以上	-

枠組みの内容は機器構造の観点から公開できません。

表1 評価結果のまとめ

評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果
①原子炉格納容器本体	円筒部、半球部 (SGV480)	円筒部：PVE-3230 高球部：PVE-3322 半球部：代表アーク	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su)局所：3.1Pd(PEM)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず
	②機器取付入口	機械工学評価 代表アーク/フラット値換算	200℃ 300℃ 2Pd	1.22MPa[gage] (許容圧力) 211MPa[gage] (一次+二次応力) 0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd) 420MPa以下 (Su) 0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず 座屈、破断せず 座屈、破断せず
③エアロクック	貫通配管	PPB-3536	200℃ 2Pd	316MPa (繰返し応力-応力比)	3999MPa以下 (10mm厚+5mm厚+5mm厚)	破断せず
	スリーブ	工設手法	200℃ 2Pd	255MPa (一次応力)	281MPa以下 (2/3Su)	破断せず
④配管貫通部	端板	工設手法	200℃ 2Pd	267MPa (一次+二次応力)	393MPa以下 (3S)	破断せず
	閉止フライング	フライング設計	200℃	1.03MPa[gage] ^{※4}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず 座屈、破断せず
⑤筒体貫通部	閉止板	PVE-3410	200℃ 2Pd	19.3mm以上 (実物厚さ)	19.3mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	伸縮継手	工設手法及びPVE-3800	200℃ 2Pd	0.08856 (疲労強度係数)	1以下	破断せず
⑥原子炉格納容器隔離弁	短管	PVE-3230	200℃ 2Pd	6.1mm以上 (実物厚さ)	6.1mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	筒体	PVE-3410	200℃ 2Pd	15.6mm以上 (実物厚さ)	15.6mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
⑦原子炉格納容器隔離弁	弁箱	フライング設計	200℃	1.46MPa[gage] ^{※4}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず 座屈、破断せず

枠組みの内容は機器構造の観点から公開できません。

※1: 複数評価している項目は最も厳しい値を記載
 ※2: 代表アーク評価値の換算による評価
 ※3: フライング/側面許容値以下を確保
 ※4: フライング設計による圧力
 ※5: スラスト必要圧縮量以上を確保
 ※6: フライング設計による200℃での許容圧力

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

第1表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度（1/3）

評価対象	評価項目	想定される機器劣化要因	制度の考え方	2PRに対する裕度
①原子炉格納容器本体	構造・材料・機械	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.2 （内圧部中心部の2PRにおける許容応力と限界圧力との比較）
	一般部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.3 （オレフィン・エチレン系樹脂の200℃における許容応力と限界圧力との比較）
	ドライウェル蓋部	脆性破壊	施工・建設規格を用いて200℃、2PRにおける発生応力を評価し、許容応力と比較	約2.0
	ヘッドフランジボルト	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3531）を準拠し、脆性破壊試験を準拠し、許容応力と比較	約2.0 （脆性破壊試験）
②機器格納器（ヘッド）	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	円筒部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	内製部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
③配管貫通部（スラブ）	円筒部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0

第2表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度（2/3）

評価対象	評価項目	想定される機器劣化要因	制度の考え方	2PRに対する裕度
④配管貫通部（円筒部）	円筒部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
⑤配管貫通部（フランジ部）	フランジ部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジボルト	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3531）を準拠し、脆性破壊試験を準拠し、許容応力と比較	約2.0 （脆性破壊試験）
	フランジ部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジボルト	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3531）を準拠し、脆性破壊試験を準拠し、許容応力と比較	約2.0 （脆性破壊試験）
⑥配管貫通部（縦板部）	縦板部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板部	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0

第3表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度（3/3）

評価対象	評価項目	想定される機器劣化要因	制度の考え方	2PRに対する裕度
⑦原子炉格納容器本体	構造・材料・機械	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.2 （内圧部中心部の2PRにおける許容応力と限界圧力との比較）
	一般部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.3 （オレフィン・エチレン系樹脂の200℃における許容応力と限界圧力との比較）
	ドライウェル蓋部	脆性破壊	施工・建設規格を用いて200℃、2PRにおける発生応力を評価し、許容応力と比較	約2.0
	ヘッドフランジボルト	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3531）を準拠し、脆性破壊試験を準拠し、許容応力と比較	約2.0 （脆性破壊試験）
⑧機器格納器（ヘッド）	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	円筒部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	内製部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
⑨配管貫通部（スラブ）	円筒部	脆性破壊	設計・建設規格（PPB-3530）を準拠し、200℃における50%が発生するまでの許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	縦板	脆性破壊	機械工学部製の脆性試験を準拠し、許容応力（縦板圧力）を評価し、限界圧力と比較	約2.4
	フランジ及び継付ボルト	脆性破壊	内圧フランジのドライウェルヘッドフランジ構造の脆性試験を準拠し、許容応力を評価し、限界圧力と比較	約2.0

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所3号炉

相違理由

評価対象	評価項目	相違理由
①原子炉格納容器本体	円筒部・半球部 (SGV480)	2PRに対する裕度 ・一般部：約1.1 ・局部：約1.5
	縦板	・約2.1
	フランジ部 (SGV480)	・フランジ部：約1.9
	縦板部 (SGV480)	・約1.3
	同左 (STS370)	・約12.6
	取付部 (SGV480)	・約1.1
	配管取付部 (SGV480)	・約1.4
	同左 (SPV22B)	・約1.8
	同左 (SGV480)	・約0.8856 （疲労累積係数）
	同左 (SUS304)	・約0.8856 （疲労累積係数）
②機器格納器入口	フランジ部 (SGV480)	2PRに対する裕度 ・原子炉格納容器の一般部については、設計・建設規格の評価値を適用し、割断基準を200℃における2/3Suが実現するまでの許容応力と圧力と比較。 ・原子炉格納容器の局部部については、代表フランジの有効断面法による応力評価結果及び泊発電所3号炉への適用性を確認し、限界圧力と比較。 ・割の許容応力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に照らされるため、縦板の腐蝕について機械工・化学及び材料について、設計・建設規格を適用し、割断基準を200℃における2/3Suが実現するまでの許容応力と圧力と比較。 ・フランジ及び継付ボルトについては、機器格納器の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表フランジの結果を適用し、フランジ固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し、300℃における設計引張強さ (Su) と比較。 ・既工事計画認可申請書の耐圧性能については、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力を用いることで圧力を算定し、限界圧力と比較。 ・代表配管については、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格を適用して求めた200℃における2/3Su、 $\sigma \times 2/3Su$ と比較。 ・代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書の評価値を用いて応力を算定し、許容値と比較。 ・「レインイク」設計の耐圧能力を確認し、限界圧力と評価。 ・既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格のPVE-3410に準拠し、200℃、2PRに対する必要壁厚を算定し、設計基準上必要壁厚と比較。 ・原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3800に準拠して実施し、許容繰り返し回数を比較。 ・短管に外圧が作用した際、必要な壁厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要壁厚を算定し、設計基準上必要壁厚と比較。 ・本体、横板について、設計・建設規格PVE-3230、3410に準拠し、必要壁厚と比較。 ・「レインイク」設計の耐圧能力を確認し、限界圧力と評価。
	縦板部 (SGV480)	・約2.1
	フランジ部 (SGV480)	・フランジ部：約1.9
	縦板部 (SGV480)	・約1.3
	同左 (STS370)	・約12.6
	取付部 (SGV480)	・約1.1
	配管取付部 (SGV480)	・約1.4
	同左 (SPV22B)	・約1.8
	同左 (SGV480)	・約0.8856 （疲労累積係数）
	同左 (SUS304)	・約0.8856 （疲労累積係数）
③配管貫通部	円筒部	2PRに対する裕度 ・原子炉格納容器の一般部については、設計・建設規格の評価値を適用し、割断基準を200℃における2/3Suが実現するまでの許容応力と圧力と比較。 ・原子炉格納容器の局部部については、代表フランジの有効断面法による応力評価結果及び泊発電所3号炉への適用性を確認し、限界圧力と比較。 ・割の許容応力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に照らされるため、縦板の腐蝕について機械工・化学及び材料について、設計・建設規格を適用し、割断基準を200℃における2/3Suが実現するまでの許容応力と圧力と比較。 ・フランジ及び継付ボルトについては、機器格納器の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表フランジの結果を適用し、フランジ固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し、300℃における設計引張強さ (Su) と比較。 ・既工事計画認可申請書の耐圧性能については、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力を用いることで圧力を算定し、限界圧力と比較。 ・代表配管については、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格を適用して求めた200℃における2/3Su、 $\sigma \times 2/3Su$ と比較。 ・代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書の評価値を用いて応力を算定し、許容値と比較。 ・「レインイク」設計の耐圧能力を確認し、限界圧力と評価。 ・既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格のPVE-3410に準拠し、200℃、2PRに対する必要壁厚を算定し、設計基準上必要壁厚と比較。 ・原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3800に準拠して実施し、許容繰り返し回数を比較。 ・短管に外圧が作用した際、必要な壁厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要壁厚を算定し、設計基準上必要壁厚と比較。 ・本体、横板について、設計・建設規格PVE-3230、3410に準拠し、必要壁厚と比較。 ・「レインイク」設計の耐圧能力を確認し、限界圧力と評価。
	フランジ部	・約2.1
	縦板部	・約1.3
	同左	・約12.6
	取付部	・約1.1
	配管取付部	・約1.4
	同左	・約1.8
	同左	・約0.8856 （疲労累積係数）
	同左	・約0.8856 （疲労累積係数）
	同左	・約2.5

設備の相違

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

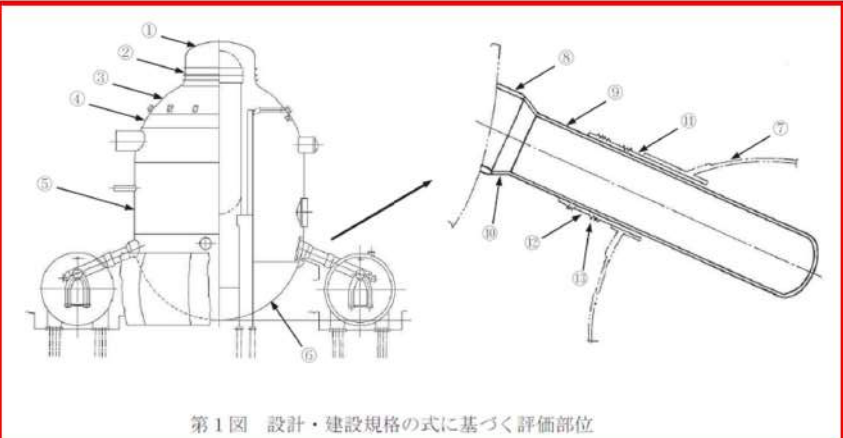
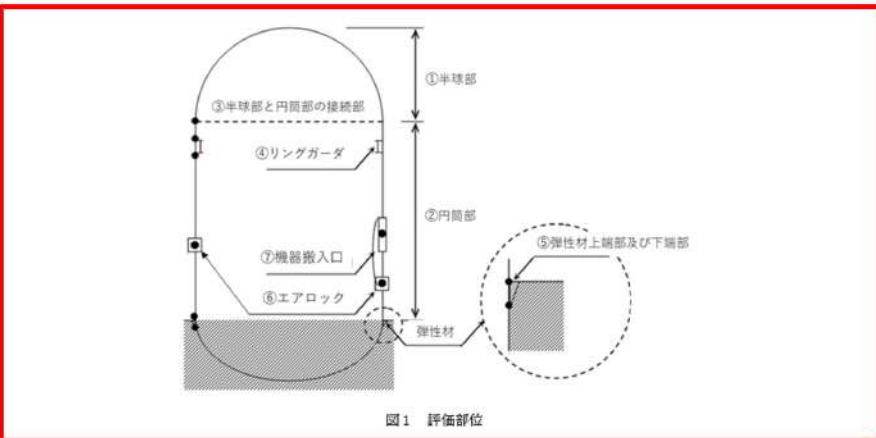
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																							
<p style="text-align: right;">補足3</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体の解析評価範囲について</p> <p>原子炉格納容器本体については、第1表に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材に対し、既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用いた評価に加え、電共研の原子炉格納容器全体構造解析結果を用いたドライウェルの評価により、原子炉格納容器バウンダリの全体評価を行っている。</p> <p>さらに、原子炉格納容器全体構造解析でモデル化されていない部位のうち、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、逃がし安全弁搬出入口及び配管貫通部については、実機形状、寸法に基づく解析モデルによる解析を実施し、開口量や貫通部に作用する荷重による応力等を求める。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">第1表 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th rowspan="2">材料</th> <th colspan="3">評価方法</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>設計・建設規格の式に基づく評価※</th> <th>全体構造解析による評価</th> <th>部分解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">ドライウェル</td> <td>上蓋 (SGV480相当)</td> <td>①</td> <td>○</td> <td>ホアフランジ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部円筒部 (SGV480相当)</td> <td>②</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">球形部</td> <td>SGV480相当</td> <td>③</td> <td>○</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SPV50 (SPV490相当)</td> <td>④</td> <td>○</td> <td>配管貫通部 (代表1-4)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">下部円筒部</td> <td>SPV50 (SPV490相当)</td> <td>⑤</td> <td>○</td> <td>機器搬出入用ハッチ 逃がし安全弁搬出入口</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SPV50 (SPV490相当)</td> <td>⑥</td> <td>-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>円筒鋼 (SGV480相当)</td> <td>⑦</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ベント管</td> <td>円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)</td> <td>⑧</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)</td> <td>⑨</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>円すい部 (SGV480相当)</td> <td>⑩</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ベント管伸縮継手</td> <td>円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)</td> <td>⑪</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)</td> <td>⑫</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ベント管ベローズ</td> <td>伸縮継手 SUS316L</td> <td>⑬</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>疲労評価</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※丸囲み数字は、第1図に示す評価部位</p> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	評価部位	材料	評価方法			備考	設計・建設規格の式に基づく評価※	全体構造解析による評価	部分解析	ドライウェル	上蓋 (SGV480相当)	①	○	ホアフランジ		上部円筒部 (SGV480相当)	②	○			球形部	SGV480相当	③	○	-		SPV50 (SPV490相当)	④	○	配管貫通部 (代表1-4)		下部円筒部	SPV50 (SPV490相当)	⑤	○	機器搬出入用ハッチ 逃がし安全弁搬出入口		SPV50 (SPV490相当)	⑥	-			サブプレッションチェンバ	円筒鋼 (SGV480相当)	⑦	-	-		ベント管	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑧	-	-		円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑨	-	-		円すい部 (SGV480相当)	⑩	-	-		ベント管伸縮継手	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑪	-	-		円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑫	-	-		ベント管ベローズ	伸縮継手 SUS316L	⑬	-	-	疲労評価	<p style="text-align: right;">参考資料-7</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体の解析評価範囲について</p> <p>原子炉格納容器本体については、表1に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材に対し、既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用いた評価に加え、旧原子力発電技術機構 (NUPEC) 重要構造物安全評価 (「原子炉格納容器信頼性実証事業」(平成2年度～平成14年度)) において、判断基準を200℃の設計引張強さ (Su) として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し、有限要素法による評価により、原子炉格納容器バウンダリ全体の評価を行っている。</p> <p>さらに、有限要素法による評価でモデル化されていない部位のうち、配管貫通部については、実機形状、寸法に基づく解析モデルによる解析を実施し、貫通部に作用する荷重による応力等を求める。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">表1 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位※</th> <th rowspan="2">材料</th> <th colspan="3">評価方法</th> </tr> <tr> <th>設計・建設規格の式に基づく評価</th> <th>有限要素法による評価</th> <th>部分解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一般部</td> <td>①半球部 SGV480</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>②円筒部 SGV480</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>配管貫通部 (代表 413,414,418)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">局部</td> <td>③半球部と円筒部の接続部 SGV480</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>④リングガード SGV480</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑤弾性材上端部及び下端部 SGV480</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑥エアロック SGV480</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑦機器搬入口 SGV480</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※丸囲み数字は、図1に示す評価部位</p> </div>	評価部位※	材料	評価方法			設計・建設規格の式に基づく評価	有限要素法による評価	部分解析	一般部	①半球部 SGV480	○	-	-	②円筒部 SGV480	○	-	配管貫通部 (代表 413,414,418)	局部	③半球部と円筒部の接続部 SGV480	-	○	-	④リングガード SGV480	-	○	-	⑤弾性材上端部及び下端部 SGV480	-	○	-	⑥エアロック SGV480	-	○	-	⑦機器搬入口 SGV480	-	○	-	<p>相違理由</p> <p>設備の相違 ・PWR 鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。</p> <p>記載表現の相違 設備の相違 ・該当する設備なし</p> <p>設備の相違</p>
評価部位			材料	評価方法			備考																																																																																																																		
	設計・建設規格の式に基づく評価※	全体構造解析による評価		部分解析																																																																																																																					
ドライウェル	上蓋 (SGV480相当)	①	○	ホアフランジ																																																																																																																					
	上部円筒部 (SGV480相当)	②	○																																																																																																																						
	球形部	SGV480相当	③	○	-																																																																																																																				
		SPV50 (SPV490相当)	④	○	配管貫通部 (代表1-4)																																																																																																																				
	下部円筒部	SPV50 (SPV490相当)	⑤	○	機器搬出入用ハッチ 逃がし安全弁搬出入口																																																																																																																				
		SPV50 (SPV490相当)	⑥	-																																																																																																																					
サブプレッションチェンバ	円筒鋼 (SGV480相当)	⑦	-	-																																																																																																																					
ベント管	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑧	-	-																																																																																																																					
	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑨	-	-																																																																																																																					
	円すい部 (SGV480相当)	⑩	-	-																																																																																																																					
ベント管伸縮継手	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑪	-	-																																																																																																																					
	円筒部 (厚さ 10 mm) (SGV480相当)	⑫	-	-																																																																																																																					
ベント管ベローズ	伸縮継手 SUS316L	⑬	-	-	疲労評価																																																																																																																				
評価部位※	材料	評価方法																																																																																																																							
		設計・建設規格の式に基づく評価	有限要素法による評価	部分解析																																																																																																																					
一般部	①半球部 SGV480	○	-	-																																																																																																																					
	②円筒部 SGV480	○	-	配管貫通部 (代表 413,414,418)																																																																																																																					
局部	③半球部と円筒部の接続部 SGV480	-	○	-																																																																																																																					
	④リングガード SGV480	-	○	-																																																																																																																					
	⑤弾性材上端部及び下端部 SGV480	-	○	-																																																																																																																					
	⑥エアロック SGV480	-	○	-																																																																																																																					
	⑦機器搬入口 SGV480	-	○	-																																																																																																																					

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

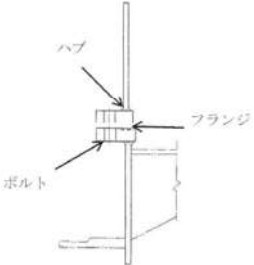
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設計・建設規格に示される式を用いた評価対象部を第1図に示す。</p>  <p>第1図 設計・建設規格の式に基づく評価部位</p> <p>なお、電共研の原子炉格納容器全体構造解析ではドライウェルを対象に評価している。これは、ドライウェルはサブプレッションチェンバと比較して胴の内径と板厚の比が大きいこと、また、ドライウェルは基部で拘束されているため内圧が上がるほど応力が高くなるのに対し、サブプレッションチェンバは支持構造物で変位を吸収する設計となっているため、評価上厳しいと考えられるドライウェルを代表評価しているものである。</p>	<p>原子炉格納容器本体の評価部位を図1に示す。</p>  <p>図1 評価部位</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

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

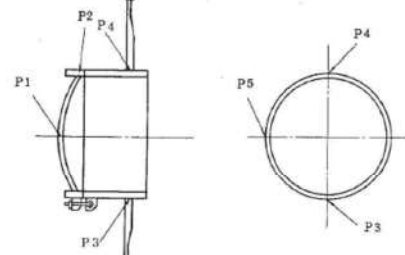
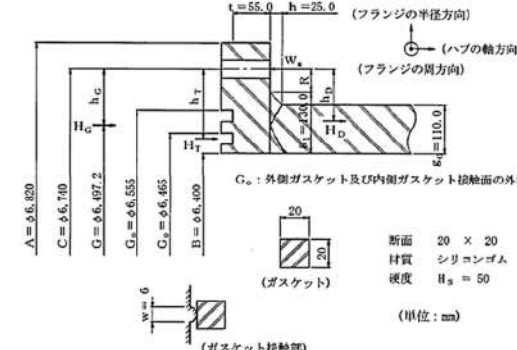
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																												
<p style="text-align: right;">補足4</p> <p style="text-align: center;">フランジ部の永久変形について</p> <p>原子炉格納容器が重大事故等により200℃、2Pd (0.854MPa[gage]) を経験した際のドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口及びサブプレッションチェンバ出入口のフランジ部の変形について、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、設計・建設規格において示されている原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Cにおける許容応力と比較した結果、すべて許容応力以下で弾性範囲内であり、永久変形は生じないことを確認した。</p> <p>200℃、2Pdを経験した各フランジ部の変形について、以下にまとめた。</p> <p>1. ドライウェル主フランジ</p> <p>ドライウェル主フランジの評価については、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。</p> <p>ドライウェル主フランジの概略図を第1図に、発生応力と許容値を第1表に示す。</p> <div style="text-align: center;">  <p>第1図 ドライウェル主フランジ概略図</p> </div> <p style="text-align: center;">第1表 ドライウェル主フランジの評価結果</p> <table border="1" data-bbox="291 1053 922 1316"> <thead> <tr> <th colspan="2">発生応力 (MPa)</th> <th rowspan="2">許容値 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">フランジの半径方向応力</td> <td>σ_r</td> <td rowspan="8">226</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>σ_θ</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フランジの周方向応力</td> <td>σ_t</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>σ_m</td> <td>339</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ハブの軸方向応力</td> <td>σ_m</td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>σ_θ</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">組合せ応力</td> <td>$(\sigma_r + \sigma_\theta) / 2$</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>$(\sigma_\theta + \sigma_t) / 2$</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>使用状態におけるボルト応力</td> <td>σ</td> <td>502</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	発生応力 (MPa)		許容値 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	フランジの半径方向応力	σ_r	226	226	σ_θ	226	フランジの周方向応力	σ_t	226	σ_m	339	ハブの軸方向応力	σ_m	339	σ_θ	226	組合せ応力	$(\sigma_r + \sigma_\theta) / 2$	226	$(\sigma_\theta + \sigma_t) / 2$	226	使用状態におけるボルト応力	σ	502	<p style="text-align: right;">参考資料-8</p> <p style="text-align: center;">フランジ部の永久変形について</p> <p>原子炉格納容器が重大事故等により200℃、2Pd (0.566MPa[gage]) を経験した際の機器搬入口、エアロックのフランジ部の変形について、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、設計・建設規格において示されている原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Cにおける許容応力と比較した結果、すべて許容応力以下であり、永久変形は生じないことを確認した。</p> <p>200℃、2Pdを経験した各フランジ部の変形について、以下にまとめた。</p>	<p>設備名称の相違 設備の相違 ・原子炉格納容器の最高使用圧力が異なる。 ・該当設備なし 記載表現の相違 設備の相違 ・当該設備なし</p>
発生応力 (MPa)		許容値 (MPa)		供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																										
フランジの半径方向応力	σ_r		226	226																										
	σ_θ	226																												
フランジの周方向応力	σ_t	226																												
	σ_m	339																												
ハブの軸方向応力	σ_m	339																												
	σ_θ	226																												
組合せ応力	$(\sigma_r + \sigma_\theta) / 2$	226																												
	$(\sigma_\theta + \sigma_t) / 2$	226																												
使用状態におけるボルト応力	σ	502																												

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

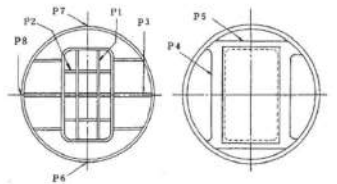
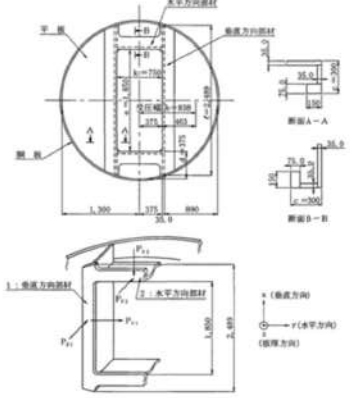
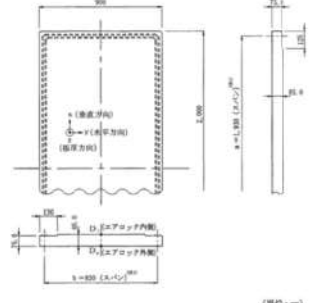
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																							
<p>2. 機器搬出入用ハッチ</p> <p>機器搬出入用ハッチについては、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。</p> <p>機器搬出入用ハッチの応力評価点を第2図に、発生応力と許容値を第2表に示す。</p> <div data-bbox="179 478 996 1340" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <table border="1" data-bbox="403 486 806 614"> <thead> <tr> <th>応力評価点番号</th> <th>応力評価点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P1</td> <td>鏡板中央部</td> </tr> <tr> <td>P2</td> <td>蓋フランジ</td> </tr> <tr> <td>P3~P5</td> <td>機器搬出入用ハッチ取付部</td> </tr> </tbody> </table>  <p data-bbox="425 901 784 933">第2図 機器搬出入用ハッチの応力評価点</p> <p data-bbox="448 957 761 981">第2表 機器搬出入用ハッチの評価結果</p> <table border="1" data-bbox="358 989 851 1133"> <caption>鏡板及び蓋フランジ</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">応力評価点</th> <th rowspan="2">P_h (MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力 (MPa)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th rowspan="2">供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> <tr> <th>P_L+P_b</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P1</td> <td>51</td> <td>226</td> <td style="background-color: #ffff00;">339</td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>P2</td> <td>-</td> <td>-</td> <td style="background-color: #ffff00;">339</td> <td>339</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="448 1149 761 1316"> <caption>取付部</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th rowspan="2">許容応力 (MPa)</th> </tr> <tr> <th>P_L+P_b</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P3</td> <td style="background-color: #ffff00;">545</td> <td>545</td> </tr> <tr> <td>P4</td> <td style="background-color: #ffff00;">545</td> <td>545</td> </tr> <tr> <td>P5</td> <td style="background-color: #ffff00;">545</td> <td>545</td> </tr> </tbody> </table> </div>	応力評価点番号	応力評価点	P1	鏡板中央部	P2	蓋フランジ	P3~P5	機器搬出入用ハッチ取付部	応力評価点	P _h (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P _L +P _b	P1	51	226	339	339	P2	-	-	339	339	応力評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	P _L +P _b	P3	545	545	P4	545	545	P5	545	545	<p>1. 機器搬入口</p> <p>機器搬入口については、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジ及びボルトの発生応力が、供用状態Cにおける許容応力を満足することを確認した。</p> <p>機器搬入口のフランジの形状を図1に、評価結果を表1に示す。</p> <div data-bbox="1097 478 1937 1340" style="border: 2px solid red; padding: 10px;">  <p data-bbox="1433 877 1590 901">図1 フランジの形状</p> <p data-bbox="1321 965 1680 997">表1 機器搬入口の評価結果（単位：MPa）</p> <table border="1" data-bbox="1176 997 1848 1284"> <thead> <tr> <th>評価応力</th> <th>記号</th> <th>荷重</th> <th>発生応力</th> <th>供用状態Cにおける許容応力[※]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ハブの軸方向応力</td> <td>σ_s</td> <td>2Pd</td> <td>44</td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>フランジの半径方向応力</td> <td>σ_r</td> <td>2Pd</td> <td>200</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>フランジの周方向応力</td> <td>σ_t</td> <td>2Pd</td> <td>4</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">組合せ応力</td> <td>$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$</td> <td>2Pd</td> <td>122</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$</td> <td>2Pd</td> <td>24</td> <td>226</td> </tr> <tr> <td>ボルトの応力</td> <td>σ_s</td> <td>2Pd</td> <td>301</td> <td>432</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1176 1292 1478 1316">※200℃での供用状態Cにおける許容応力</p> </div>	評価応力	記号	荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力 [※]	ハブの軸方向応力	σ_s	2Pd	44	339	フランジの半径方向応力	σ_r	2Pd	200	226	フランジの周方向応力	σ_t	2Pd	4	226	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	2Pd	122	226	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	2Pd	24	226	ボルトの応力	σ_s	2Pd	301	432	<p>評価方針の相違 ・荷重条件を2Pdとし、発生応力を算出している。 記載表現の相違</p> <p>設備の相違</p>
応力評価点番号	応力評価点																																																																								
P1	鏡板中央部																																																																								
P2	蓋フランジ																																																																								
P3~P5	機器搬出入用ハッチ取付部																																																																								
応力評価点	P _h (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																																					
			P _L +P _b																																																																						
P1	51	226	339	339																																																																					
P2	-	-	339	339																																																																					
応力評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)																																																																							
	P _L +P _b																																																																								
P3	545	545																																																																							
P4	545	545																																																																							
P5	545	545																																																																							
評価応力	記号	荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力 [※]																																																																					
ハブの軸方向応力	σ_s	2Pd	44	339																																																																					
フランジの半径方向応力	σ_r	2Pd	200	226																																																																					
フランジの周方向応力	σ_t	2Pd	4	226																																																																					
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	2Pd	122	226																																																																					
	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	2Pd	24	226																																																																					
ボルトの応力	σ_s	2Pd	301	432																																																																					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

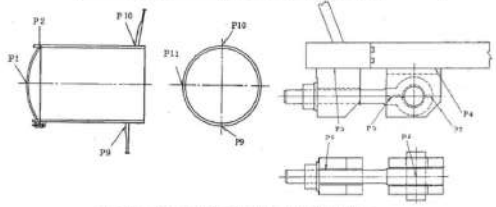
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																														
<p>3. 所員用エアロック</p> <p>所員用エアロックについては、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし扉及び隔壁部材に永久変形が生じないことを確認し、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。</p> <p>所員用エアロックの応力評価点を第3図に、発生応力と許容値を第3表に示す。</p> <div data-bbox="257 327 918 734" style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> <table border="1" data-bbox="436 351 772 534"> <thead> <tr> <th>応力評価点番号</th> <th>応力評価点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P1</td> <td>内外扉垂直部材</td> </tr> <tr> <td>P2</td> <td>内外扉水平部材</td> </tr> <tr> <td>P3</td> <td>内外隔壁外側水平部材</td> </tr> <tr> <td>P4</td> <td>内外隔壁内側垂直部材</td> </tr> <tr> <td>P5</td> <td>内外隔壁内側水平部材</td> </tr> <tr> <td>P6~P8</td> <td>所員用エアロック取付部</td> </tr> </tbody> </table>  <p data-bbox="459 742 750 766">第3図 所員用エアロックの応力評価点</p> </div> <div data-bbox="436 1061 761 1244"> <p>第3表 所員用エアロックの評価結果 エアロック扉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P1</td> <td></td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>P2</td> <td></td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>P3</td> <td></td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>P4</td> <td></td> <td>316</td> </tr> <tr> <td>P5</td> <td></td> <td>306</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="436 1260 761 1388"> <p>取付部</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P6</td> <td></td> <td>545</td> </tr> <tr> <td>P7</td> <td></td> <td>545</td> </tr> <tr> <td>P8</td> <td></td> <td>545</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="481 1396 862 1420" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>特開みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	応力評価点番号	応力評価点	P1	内外扉垂直部材	P2	内外扉水平部材	P3	内外隔壁外側水平部材	P4	内外隔壁内側垂直部材	P5	内外隔壁内側水平部材	P6~P8	所員用エアロック取付部	応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P1		339	P2		339	P3		339	P4		316	P5		306	応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P6		545	P7		545	P8		545	<p>2. エアロック</p> <p>エアロックについては、既工認と同様の評価手法を用いて算出した隔壁(扉が接する垂直方向部材、水平方向部材)及び扉の発生応力が、供用状態Cにおける許容応力を満足することを確認した。</p> <p>隔壁の形状を図2、扉の形状を図3に、評価結果を表2に示す。</p> <div data-bbox="1187 335 1859 774" style="border: 2px solid red; padding: 5px;">  <p data-bbox="1444 782 1579 805">図2 隔壁の形状</p> </div> <div data-bbox="1187 829 1859 1157" style="border: 2px solid red; padding: 5px;">  <p data-bbox="1456 1157 1568 1181">図3 扉の形状</p> </div> <div data-bbox="1220 1204 1792 1380"> <p>表2 エアロックの評価結果 (単位: MPa)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>荷重</th> <th>発生応力</th> <th>供用状態Cにおける許容応力*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">隔壁</td> <td>垂直方向部材</td> <td>2Pd</td> <td>315</td> </tr> <tr> <td>水平方向部材</td> <td>2Pd</td> <td>315</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">扉</td> <td>Di</td> <td>2Pd</td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>Do</td> <td>2Pd</td> <td>339</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="1220 1380 1489 1404">*200℃での供用状態Cにおける許容応力</p>	評価部位	荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力*	隔壁	垂直方向部材	2Pd	315	水平方向部材	2Pd	315	扉	Di	2Pd	339	Do	2Pd	339	<p>評価方針の相違 ・荷重条件を2Pdとし、発生応力を算出している。</p> <p>記載表現の相違 設備の相違</p>
応力評価点番号	応力評価点																																																															
P1	内外扉垂直部材																																																															
P2	内外扉水平部材																																																															
P3	内外隔壁外側水平部材																																																															
P4	内外隔壁内側垂直部材																																																															
P5	内外隔壁内側水平部材																																																															
P6~P8	所員用エアロック取付部																																																															
応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																														
P1		339																																																														
P2		339																																																														
P3		339																																																														
P4		316																																																														
P5		306																																																														
応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																														
P6		545																																																														
P7		545																																																														
P8		545																																																														
評価部位	荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力*																																																													
隔壁	垂直方向部材	2Pd	315																																																													
	水平方向部材	2Pd	315																																																													
扉	Di	2Pd	339																																																													
	Do	2Pd	339																																																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

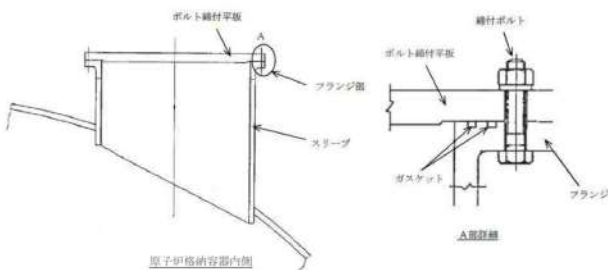
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																							
<p>4. 逃がし安全弁搬出入口</p> <p>逃がし安全弁搬出入口については、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。</p> <p>逃がし安全弁搬出入口の応力評価点を第4図に、発生応力と許容値を第4表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="421 347 788 566"> <thead> <tr> <th>応力評価点番号</th> <th>応力評価点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P1</td><td>筒板中央部</td></tr> <tr><td>P2</td><td>蓋フランジ</td></tr> <tr><td>P3</td><td>蓋フランジのブラケット取付部</td></tr> <tr><td>P4</td><td>円筒部のブラケット取付部</td></tr> <tr><td>P5</td><td>ピン取付部</td></tr> <tr><td>P6</td><td>ヒンジボルトのおねじ部</td></tr> <tr><td>P7</td><td>ヒンジボルトのピン貫通部</td></tr> <tr><td>P8</td><td>ピン</td></tr> <tr><td>P9~P11</td><td>逃がし安全弁搬出入口取付部</td></tr> </tbody> </table>  <p>第4図 逃がし安全弁搬出入口の応力評価点</p> <p>第4表 逃がし安全弁搬出入口の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="407 869 795 965"> <caption>筒板及び蓋フランジ</caption> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>P_a (MPa)</th> <th>許容応力 (MPa)</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P1</td> <td>30</td> <td>226</td> <td></td> <td>339</td> </tr> <tr> <td>P2</td> <td>—</td> <td>—</td> <td></td> <td>339</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="465 997 734 1125"> <caption>ブラケット及びピン</caption> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P3</td><td></td><td>270</td></tr> <tr><td>P4</td><td></td><td>273</td></tr> <tr><td>P5</td><td></td><td>339</td></tr> <tr><td>P8</td><td></td><td>865</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="470 1157 728 1236"> <caption>ヒンジボルト</caption> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P6</td><td></td><td>502</td></tr> <tr><td>P7</td><td></td><td>502</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="470 1268 728 1396"> <caption>取付部</caption> <thead> <tr> <th>応力評価点</th> <th>発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P9</td><td></td><td>545</td></tr> <tr><td>P10</td><td></td><td>545</td></tr> <tr><td>P11</td><td></td><td>545</td></tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">特開みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	応力評価点番号	応力評価点	P1	筒板中央部	P2	蓋フランジ	P3	蓋フランジのブラケット取付部	P4	円筒部のブラケット取付部	P5	ピン取付部	P6	ヒンジボルトのおねじ部	P7	ヒンジボルトのピン貫通部	P8	ピン	P9~P11	逃がし安全弁搬出入口取付部	応力評価点	P_a (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P1	30	226		339	P2	—	—		339	応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P3		270	P4		273	P5		339	P8		865	応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P6		502	P7		502	応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	P9		545	P10		545	P11		545		<p>設備の相違 ・該当設備なし</p>
応力評価点番号	応力評価点																																																																								
P1	筒板中央部																																																																								
P2	蓋フランジ																																																																								
P3	蓋フランジのブラケット取付部																																																																								
P4	円筒部のブラケット取付部																																																																								
P5	ピン取付部																																																																								
P6	ヒンジボルトのおねじ部																																																																								
P7	ヒンジボルトのピン貫通部																																																																								
P8	ピン																																																																								
P9~P11	逃がし安全弁搬出入口取付部																																																																								
応力評価点	P_a (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																																					
P1	30	226		339																																																																					
P2	—	—		339																																																																					
応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																																							
P3		270																																																																							
P4		273																																																																							
P5		339																																																																							
P8		865																																																																							
応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																																							
P6		502																																																																							
P7		502																																																																							
応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																																																																							
P9		545																																																																							
P10		545																																																																							
P11		545																																																																							

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>5. サプレッションチェンバ出入口</p> <p>サプレッションチェンバ出入口の評価については、JIS B 8265 に基づき、200℃、2 Pd における発生応力を算出し、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。</p> <p>サプレッションチェンバ出入口の概略図を第5図に、発生応力と許容値を第5表に示す。</p>  <p>第5図 サプレッションチェンバ出入口の概略図</p> <p>第5表 サプレッションチェンバ出入口の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="280 742 913 965"> <thead> <tr> <th colspan="2">発生応力 (MPa)</th> <th>供用状態Cにおける許容応力 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジの半径方向応力</td> <td>σ_r</td> <td>213</td> </tr> <tr> <td>フランジの周方向応力</td> <td>σ_t</td> <td>213</td> </tr> <tr> <td>ハブの軸方向応力</td> <td>σ_n</td> <td>319</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">組合せ応力</td> <td>$(\sigma_n + \sigma_r) / 2$</td> <td>213</td> </tr> <tr> <td>$(\sigma_n + \sigma_t) / 2$</td> <td>213</td> </tr> <tr> <td>使用状態におけるボルト応力</td> <td>σ</td> <td>502</td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	発生応力 (MPa)		供用状態Cにおける許容応力 (MPa)	フランジの半径方向応力	σ_r	213	フランジの周方向応力	σ_t	213	ハブの軸方向応力	σ_n	319	組合せ応力	$(\sigma_n + \sigma_r) / 2$	213	$(\sigma_n + \sigma_t) / 2$	213	使用状態におけるボルト応力	σ	502		<p>設備の相違 ・該当設備なし</p>
発生応力 (MPa)		供用状態Cにおける許容応力 (MPa)																				
フランジの半径方向応力	σ_r	213																				
フランジの周方向応力	σ_t	213																				
ハブの軸方向応力	σ_n	319																				
組合せ応力	$(\sigma_n + \sigma_r) / 2$	213																				
	$(\sigma_n + \sigma_t) / 2$	213																				
使用状態におけるボルト応力	σ	502																				

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



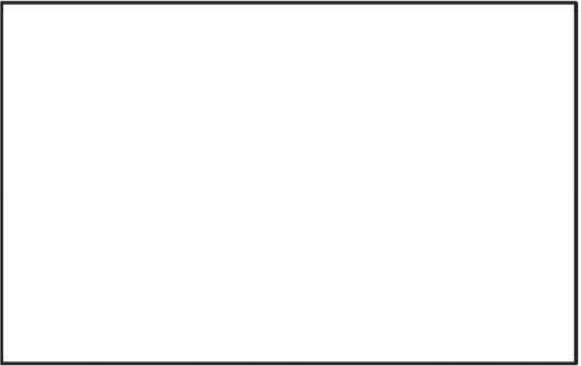

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 5</p> <p style="text-align: center;">ドライウェル主フランジ等の開口量評価の妥当性について</p> <p>ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ及び逃がし安全弁搬出入口の開口量評価では、有限要素法解析を用いている。</p> <p>本評価において、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。</p> <p>また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられるフランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その解析モデルを第1図に示す。このような解析は、JSME シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（BWR 鋼製格納容器編）にも反映された手法である。</p> <p>フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなく上鏡から上部球形部までモデル化している。そのため、内圧の増加によりボルト部にモーメントが生じ、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、上鏡から上部球形部の幾何学形状が変形するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次変化することにより、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。200℃、2Pd時におけるドライウェル主フランジの相当塑性ひずみ分布を第2図に示す。</p> <p>フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が2Pdまで増加しても、弾性変形の範囲内にあり、塑性ひずみは発生していないことから、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じない。</p> <p>以上より、有限要素法解析を用いて実施したドライウェル主フランジ等の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-9</p> <p style="text-align: center;">機器搬入口の開口量評価の妥当性について</p> <p>機器搬入口の開口量評価では、有限要素法解析（電共研における代表プラントの解析結果）を用いている。</p> <p>本評価において、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。</p> <p>また、フランジ部の開口の挙動を確認するため、ボルト、ナットとフランジ面にギャップ要素を設定している。その解析モデルを図1に示す。</p> <p>この解析では、原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体をモデル化しており、原子炉格納容器円筒部の膨張も強制変位として付与しているのに加え、ボルトの初期締付力も考慮している。また、材料物性（応力-ひずみ曲線）については、温度依存性を考慮した実機使用相当材に対する材料試験値を使用している。□℃、□MPa（約□Pd）時における機器搬入口の応力分布を図2に示す。</p> <p>フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が□MPaまで増加しても、概ね弾性変形の範囲内にあり、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考える。</p> <p>以上より、有限要素法解析を用いて実施した機器搬入口の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉では、機器搬入口に対して、有限要素法解析を用いて開口量評価を実施している。なお、エアロックは、2点支持はりモデルに基づく手計算であり、有限要素法を用いた開口量評価は実施していない。（比較表p53/144）。 <p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該設備なし。 <p>評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電共研における代表プラントの解析による。 <p>評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電共研における代表プラントの解析条件は、200℃2Pdを包絡する条件としている。 <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="439 571 842 592">第1図 ドライウェル主フランジの開口解析モデル</p>	 <p data-bbox="1341 595 1671 616">図1 機器搬入口の開口量解析モデル</p>	<p data-bbox="1977 172 2063 193">設備の相違</p>
 <p data-bbox="304 1094 891 1115">第2図 200℃、2Pd時におけるドライウェル主フランジの相当塑性ひずみ分布</p> <p data-bbox="645 1129 1010 1150">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	 <p data-bbox="1373 1110 1637 1131">図2 機器搬入口の応力分布</p> <p data-bbox="1496 1177 1951 1198">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足6</p> <p style="text-align: center;">経年劣化を考慮したシール機能について</p> <p>ドライウェル主フランジ等のシール部に用いる改良EPDM製シール材については、性能確認のための試験を実施している。試験においては、通常運転時に加えて、事故時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し、高温蒸気環境下での性能を確認している。また、開口部に用いられる改良EPDM製シール材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないと考えていること、かつ、原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については、すべてプラントの定期検査において取替えを行っており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、現在の性能確認の結果により、十分に性能が確保されるものとする。</p> <p>所員用エアロック圧力平衡弁及び移動式炉心内計装系ボール弁のシール部に用いるPEEK製シール材については、耐放射線性（10^7Gy）及び耐熱性（250°C）を持つシール材であることから、通常運転時に重大事故等時を加えた積算放射線量（\square kGy）及び事故時に想定される温度環境を踏まえてもシール機能が確保されるものとする。</p> <p>なお、改良EPDM製シール材は、積算放射線量\square kGyにおいてもシール機能を維持していることを確認しており、PEEK製シール材は、一般特性から積算放射線量10^7Gyの耐放射線性を有している。したがって、改良EPDM製シール材及びPEEK製シール材は、重大事故等時及び通常運転時の原子炉格納容器内積算放射線量20サイクル相当分以上の耐性を有しているものの、適切な周期を定め交換を実施する。</p> <p>長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部に関しては、電気配線貫通部の環境試験において、第1表に示すとおり、通常運転中の劣化を考慮した上で、冷却材喪失事故時を模擬した試験を実施しており、健全性を確認している。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に性能が確保されるものとする。</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-10</p> <p style="text-align: center;">経年劣化を考慮したシール機能について</p> <p>機器搬入口等に用いられているシール材については、保全計画に基づき定期的に取替を実施しており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、十分に性能が確保されるものとする。</p> <p>エアロック均圧弁のシール部に用いるPEEK製シール材については、耐放射線性（\square Gy）及び耐熱性（$\square^{\circ}\text{C}$）を持つことが試験にて確認されたシール材である。</p> <p>重大事故時の集積放射線量（\square Gy）と比較して通常運転時の積算放射線量（\square Gy）は十分小さい値であり、運転中の環境を考慮してもシール機能が確保できると考えるが、シール部が摺動部分であることを踏まえ適切な周期を定め交換を実施する。</p> <p>長期間シール材を継続使用する電線貫通部に関しては、電線貫通部の環境試験において、表1に示すとおり、通常運転中の劣化を考慮した上で、設計想定事故時を模擬した試験を実施しており、健全性を確認している。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に性能が確保されるものとする。</p> <p style="text-align: center;">\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>設備の相違 ・改良EPDM製シール材は使用しない。</p> <p>設備名称の相違 記載表現の相違</p> <p>設備の相違 ・該当設備なし</p> <p>設備の相違 ・改良EPDM製シール材は使用しないため、PEEK製シール材について記載する。</p> <p>設備名称の相違 記載表現の相違 ・表1中の記載表現に統一した。</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>第1表 電気配線貫通部の環境試験における劣化を考慮した試験方法</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>試験項目</th> <th>試験方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>サーマルサイクル試験</td> <td>ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、120thサイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。 [] * を [] で変化させる。 ※IEEE Std 317th に準拠</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>放射線照射試験</td> <td>ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し、照射線量 [] kGy として試験を実施。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>熱劣化試験</td> <td>加熱促進試験により、加速熱劣化として、 [] を加える。</td> </tr> </tbody> </table> <p>[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>		No	試験項目	試験方法	1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、120 th サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。 [] * を [] で変化させる。 ※IEEE Std 317 th に準拠	2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し、照射線量 [] kGy として試験を実施。	3	熱劣化試験	加熱促進試験により、加速熱劣化として、 [] を加える。	<p>表1 試験条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化</td> <td>[] °C × [] 日間</td> <td>試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ [] °C）で60年間の運転に相当する条件（ポットティング材： [] °C - [] 日、リング： [] °C - [] 日）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射</td> <td>[] Gy(平常時) [] Gy(事故時)</td> <td>泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雲霧気暴露</td> <td>温度 Max [] °C 圧力 Max [] MPa 時間 [] 日間</td> <td>泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124°C）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 出典：電力共同委託「モジュラ型電気ペネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」</p> <p>[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>		試験条件*	説明	加速熱劣化	[] °C × [] 日間	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ [] °C）で60年間の運転に相当する条件（ポットティング材： [] °C - [] 日、リング： [] °C - [] 日）を包絡している。	放射線照射	[] Gy(平常時) [] Gy(事故時)	泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。	事故時 雲霧気暴露	温度 Max [] °C 圧力 Max [] MPa 時間 [] 日間	泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124°C）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。	<p>評価方針の相違 ・参考資料1における同表（添付1表2）を掲載した。</p>
No	試験項目	試験方法																									
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、120 th サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。 [] * を [] で変化させる。 ※IEEE Std 317 th に準拠																									
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し、照射線量 [] kGy として試験を実施。																									
3	熱劣化試験	加熱促進試験により、加速熱劣化として、 [] を加える。																									
	試験条件*	説明																									
加速熱劣化	[] °C × [] 日間	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ [] °C）で60年間の運転に相当する条件（ポットティング材： [] °C - [] 日、リング： [] °C - [] 日）を包絡している。																									
放射線照射	[] Gy(平常時) [] Gy(事故時)	泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。																									
事故時 雲霧気暴露	温度 Max [] °C 圧力 Max [] MPa 時間 [] 日間	泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124°C）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。																									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: right;">補足 8</p> <p>200℃、2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器の限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。ここでは、シール部について事象発生後168時間以降の健全性を評価する。</p> <p>1. 事象発生後168時間以降の原子炉格納容器温度・圧力の推移</p> <p>事象発生後168時間時点では、有効性評価の代表シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、原子炉格納容器温度及び圧力は、150℃、1Pd以下であり以降も徐々に低下する（第1図及び第2図参照）。</p> <p>なお、有効性評価の代表シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」は、可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持するため、可搬型窒素ガス供給装置による窒素を供給するが1Pd以下となるように管理する。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">第1表 事象発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>事象発生後の経過時間</th> <th>0～168時間</th> <th>168時間以降</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>限界圧力として2Pd(0.85MPa[gage])を設定</td> <td>有効性評価シナリオで1Pd(0.427MPa[gage])以下となる</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>限界温度として200℃を設定</td> <td>有効性評価シナリオで150℃を下回る</td> </tr> </tbody> </table> </div>	事象発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降	原子炉格納容器圧力	限界圧力として2Pd(0.85MPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで1Pd(0.427MPa[gage])以下となる	原子炉格納容器温度	限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る	<p style="text-align: right;">参考資料-11</p> <p>200℃、2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器の限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）相当継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。ここでは、シール部について事象発生後168時間以降の長期的な健全性を評価する。</p> <p>1. 事象発生後168時間以降の原子炉格納容器温度・圧力の推移</p> <p>重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約141℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.360MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する（図1及び図2参照）。そのため、事象発生後168時間以降の原子炉格納容器雰囲気温度・圧力は、約141℃、約0.360MPa[gage]よりも低い状態にある。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">表1 事象発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>事象発生後の経過時間</th> <th>0～168時間</th> <th>168時間以降</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>限界圧力として2Pd(0.566MPa[gage])を設定</td> <td>有効性評価における最高値0.360MPa[gage]以下となる</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>限界温度として200℃を設定</td> <td>有効性評価における最高値141℃を下回る</td> </tr> </tbody> </table> </div>	事象発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降	原子炉格納容器圧力	限界圧力として2Pd(0.566MPa[gage])を設定	有効性評価における最高値0.360MPa[gage]以下となる	原子炉格納容器温度	限界温度として200℃を設定	有効性評価における最高値141℃を下回る	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シリコンゴムについては、フランジ隙間可変試験（200℃、2Pdを格納条件）及び材料劣化試験（同程度の温度で約7日間経過後に寸法、硬変に大きな変化がない）より、有効性評価の範囲内（7日間相当）で、シール機能が維持されるものと評価している（比較表p41/144,42/144）。 なお、女川で採用している、改良EPDM製シール材については、実機フランジ間試験（試験条件：200℃、2Pd、7日間）により7日間の健全性を確認している。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可燃性ガス濃度の可燃限界未満の維持は原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタにより対処するため、窒素ガスの供給は行っていない。 <p>設備の相違</p>
事象発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降																		
原子炉格納容器圧力	限界圧力として2Pd(0.85MPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで1Pd(0.427MPa[gage])以下となる																		
原子炉格納容器温度	限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る																		
事象発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降																		
原子炉格納容器圧力	限界圧力として2Pd(0.566MPa[gage])を設定	有効性評価における最高値0.360MPa[gage]以下となる																		
原子炉格納容器温度	限界温度として200℃を設定	有効性評価における最高値141℃を下回る																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="291 215 907 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="235 638 929 750" data-label="Caption"> <p>第1図 原子炉格納容器温度の推移 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）」</p> </div> <div data-bbox="291 893 907 1252" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="302 1260 929 1356" data-label="Caption"> <p>第2図 原子炉格納容器圧力の推移 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）」</p> </div>	<div data-bbox="1142 215 1668 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1243 638 1579 686" data-label="Caption"> <p>図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移 「格納容器過温破損シナリオ」</p> </div> <div data-bbox="1131 758 1680 1268" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1265 1284 1545 1348" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 「格納容器過圧破損シナリオ」</p> </div>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 安定状態に至り、その後再度パラメータが上昇しないことを定性的に示すことができるため72時間迄の解析結果となっている。 左図における最高値 泊（温度約141℃、圧力約0.360MPa） 女川（温度約178℃、圧力0.610MPa）

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




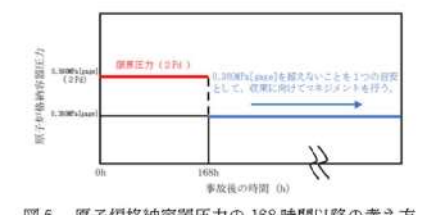
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																													
<p>2. 事象発生後168時間以降の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係</p> <p>時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の原子炉格納容器圧力が高い代替循環冷却運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約0.120MPa [gage]であり、第2表に示すとおり開口量は小さい。</p> <p>第2表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係</p> <table border="1" data-bbox="313 462 817 598"> <thead> <tr> <th>フランジ部位</th> <th>168時間時点の開口量 (約0.120MPa [gage])</th> <th>2Pd時の開口量 (0.85MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル主フランジ</td> <td>約 [] mm</td> <td>約 [] mm</td> </tr> <tr> <td>機器搬出入用ハッチ</td> <td>約 [] mm</td> <td>約 [] mm</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック</td> <td>約 [] mm</td> <td>約 [] mm</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出入口</td> <td>約 [] mm</td> <td>約 [] mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 事象発生後168時間以降のシール材の健全性について</p> <p>原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を評価する。ここでは、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等に使用する改良EPDM製シール材について、168時間以降の温度・時間とシール材の劣化挙動を確認するため、シール材の圧縮永久ひずみ試験を実施した。第3表に改良EPDM製シール材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果を示す。</p> <p>第3表 改良EPDM製シール材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果</p> <table border="1" data-bbox="392 845 739 1029"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th rowspan="2">試験体形状及び試験温度</th> <th colspan="2">圧縮永久ひずみ率 (%)</th> <th colspan="2">質量変化率 (%)</th> </tr> <tr> <th>試験前</th> <th>試験後</th> <th>試験前</th> <th>試験後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>150℃ (30℃)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>150℃ (30℃) + 150℃ (30℃)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>150℃ (30℃) + 20日 (100℃)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材にほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、事象発生後168時間以降における原子炉格納容器温度を150℃と仮定した場合においてもシール機能は維持される。なお、改良EPDM製シール材の一般特性として耐温度性は150℃であり、第3表の結果から、改良EPDM製シール材が200℃条件を168時間（7日間）経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向はないと考えられる。</p> <p>なお、圧縮永久ひずみ試験は、同じ条件に暴露した3個の試験体を用いて試験を実施している。圧縮永久ひずみ率、硬さ及び質量変化率ともに試験結果にばらつきがないため、試験体数が3個であることは妥当であると考えられる。よって、これらの平均値を用いて評価は信頼性を有していると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	フランジ部位	168時間時点の開口量 (約0.120MPa [gage])	2Pd時の開口量 (0.85MPa [gage])	ドライウェル主フランジ	約 [] mm	約 [] mm	機器搬出入用ハッチ	約 [] mm	約 [] mm	所員用エアロック	約 [] mm	約 [] mm	逃がし安全弁搬出入口	約 [] mm	約 [] mm	No.	試験体形状及び試験温度	圧縮永久ひずみ率 (%)		質量変化率 (%)		試験前	試験後	試験前	試験後	1	150℃ (30℃)	[]	[]	[]	[]	2	150℃ (30℃) + 150℃ (30℃)	[]	[]	[]	[]	3	150℃ (30℃) + 20日 (100℃)	[]	[]	[]	[]	<p>2. 事故発生後168時間以降のシール部の健全性について</p> <p>機器搬入口及びびエアロックのガスケットの健全性を確認したフランジ隙間可変試験と同様の試験体において、表2の通り200℃、2Pdを超過する []℃、 []MPa (約 []Pd) の条件下であっても、ボルト締結状態であれば、加熱開始から []時間 (約 []日間) 漏えいが無いことを確認している。また、漏えいに影響を及ぼす開口挙動に対し、ボルト締結状態であるという条件は事故時の実機条件と類似しているため、妥当であると考えられる。よって、168時間以降において、本試験条件よりも十分低い温度・圧力を維持できれば、試験で確認された時間以降も、長期的にシール部は健全であると考えられる。</p> <p>表2 ボルト締結試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1176 933 1657 1109"> <thead> <tr> <th rowspan="2">加圧空間条件</th> <th>圧力 (MPa)</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th>温度 (℃)</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th rowspan="4">試験体条件</th> <th>雰囲気</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th>試験時間 (hr)</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th>集積放射線量 (MGy)</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th>ガスケット材</th> <td>シリコンゴム</td> </tr> <tr> <th>ガスケット寸法 (mm)</th> <td>[]</td> </tr> <tr> <th>突起高さ (mm)</th> <td>[]</td> </tr> </thead> </table> <p>図3 試験体図</p> <p>[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	加圧空間条件	圧力 (MPa)	[]	温度 (℃)	[]	試験体条件	雰囲気	[]	試験時間 (hr)	[]	集積放射線量 (MGy)	[]	ガスケット材	シリコンゴム	ガスケット寸法 (mm)	[]	突起高さ (mm)	[]	<p>相違理由</p> <p>評価方針の相違D)</p> <ul style="list-style-type: none"> シール部健全性確認のための試験について、女川はシール材単体の復元量に着目し、168時間を境界とした試験を実施しているのに対し、泊は2項で示す通り200℃、2Pdを超過する条件かつ168時間を超える時間にて、ボルト締結試験（フランジ隙間可変試験と同試験体を使用により漏えいが無いことを確認している。健全性確認試験方法が異なるが、200℃、2Pdを超過する条件かつ168時間を超える時間にてシール性能が確保できる事を確認しており、同等である。 また、PWRの機器搬入口及びびエアロックについては、BWRのドライウェル主フランジとは構造が異なり、原子炉格納容器内圧により、フランジ面間が押さえつけられる（閉止する方向に力がかかる）構造である。 同様の理由を【評価方針の相違D】とする。 <p>評価方針の相違D)</p>
フランジ部位	168時間時点の開口量 (約0.120MPa [gage])	2Pd時の開口量 (0.85MPa [gage])																																																													
ドライウェル主フランジ	約 [] mm	約 [] mm																																																													
機器搬出入用ハッチ	約 [] mm	約 [] mm																																																													
所員用エアロック	約 [] mm	約 [] mm																																																													
逃がし安全弁搬出入口	約 [] mm	約 [] mm																																																													
No.	試験体形状及び試験温度	圧縮永久ひずみ率 (%)		質量変化率 (%)																																																											
		試験前	試験後	試験前	試験後																																																										
1	150℃ (30℃)	[]	[]	[]	[]																																																										
2	150℃ (30℃) + 150℃ (30℃)	[]	[]	[]	[]																																																										
3	150℃ (30℃) + 20日 (100℃)	[]	[]	[]	[]																																																										
加圧空間条件	圧力 (MPa)	[]																																																													
	温度 (℃)	[]																																																													
試験体条件	雰囲気	[]																																																													
	試験時間 (hr)	[]																																																													
	集積放射線量 (MGy)	[]																																																													
	ガスケット材	シリコンゴム																																																													
ガスケット寸法 (mm)	[]																																																														
突起高さ (mm)	[]																																																														

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

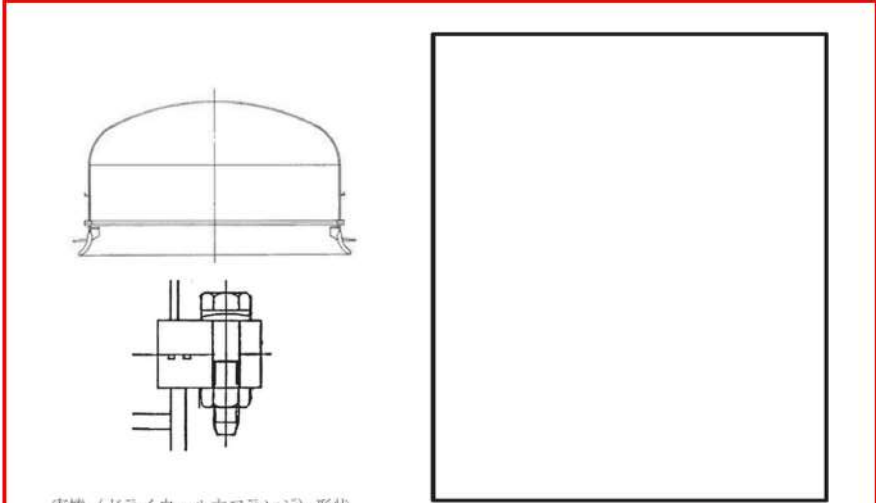
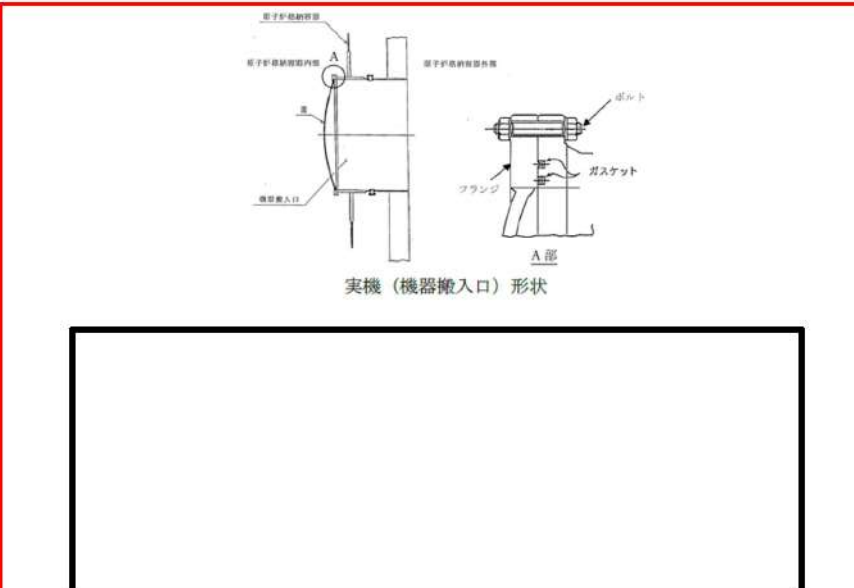
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方</p> <p>有効性評価結果より7日間（168時間）以降は、原子炉格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回る。また、原子炉格納容器圧力についても、ベントの有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。よって、限界温度・圧力（200℃、2Pd）が7日間経験しても、シール材が問題ないことを確認しており、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保することができる。</p> <p>5. 7日間（168時間）以降の考え方</p> <p>重大事故等発生後168時間以降については、原子炉格納容器圧力・温度は低下していることから、168時間までは限界圧力・温度を超えないように管理することで、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持される。</p> <p>ただし、事故環境が継続することにより、熟劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することから、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が1Pdを超えない範囲でプラント状態を維持する。原子炉格納容器温度、圧力の168時間以降の考え方を第3図及び第4図に示す。</p>  <p>第3図 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方</p>  <p>第4図 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方</p>	<p>3. 時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方</p> <p>有効性評価結果より7日間（168時間）以降は、約45時間後に事故時の最高温度約141℃を経過した後、漸減する傾向にあることから、原子炉格納容器温度は有効性評価の最高温度である約141℃を下回る。また、原子炉格納容器圧力についても、原子炉格納容器温度と同じく、約45時間後に事故時の最高圧力約0.360MPa[gage]を経過した後、漸減する傾向である。2項に示すボルト締結試験においては、200℃、2Pdを上回る条件にて、事故発生後7日間経過した後さらに□日間にわたってシール部に同条件が作用したとしても、シール部に問題がないことを確認しており、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保することができる。</p> <p>4. 7日間（168時間）以降の考え方</p> <p>重大事故等発生後168時間以降については、原子炉格納容器圧力・温度は低下していることから、168時間までは限界圧力・温度を超えないように管理することで、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持される。</p> <p>ただし、事故環境が継続することにより、熟劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することから、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、前述の試験条件よりも十分低い温度・圧力状態と考える、有効性評価における最高値を目安とし、原子炉格納容器温度が141℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が0.360MPa[gage]を超えない範囲でプラント状態を維持する。原子炉格納容器温度、圧力の168時間以降の考え方を図4及び図5に示す。</p>  <p>図4 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方</p>  <p>図5 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方</p> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>評価方針の相違①</p> <p>評価方針の相違①</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 10</p> <p style="text-align: center;">実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について</p> <p>改良 EPDM 製シール材については、シール機能の性能確認として、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジを模擬した小型試験装置を用いてシール機能を確認している。小型試験結果の実機への適用性について、以下に示す。</p> <p>1. 実機と小型試験装置の比較 実機（ドライウェル主フランジ）と小型試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を第1図及び第1表に示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin: 10px 0;">  <p style="text-align: center;">第1図 実機と小型試験装置の形状</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p style="text-align: right;">参考資料-12</p> <p style="text-align: center;">実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について</p> <p>シリコンゴムシール材については、シール機能の性能確認として、実機フランジを模擬した小型試験装置（フランジ隙間可変試験）を用いてシール機能を確認している。小型試験結果の実機への適用性について、以下に示す。</p> <p>1. 実機と小型試験装置の比較 実機（機器搬入口）と小型試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を図1及び表1に示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin: 10px 0;">  <p style="text-align: center;">図1 実機と小型試験装置の形状</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	<p>設備の相違①</p> <p>・女川では、ドライウェル主フランジに対し、改良EPDM製シール材へ変更を行うことから、改良EPDM材に対する試験に基づいた資料である。泊では、機器搬入口に対し、従前より採用しているシリコンゴムシール材に対する試験に基づき記載した。</p> <p>・同様の理由を【設備の相違①】とする。</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p style="text-align: center;">第1表 実機と小型試験装置の寸法</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">ガスケット寸法(mm)</th> <th colspan="3">溝寸法(mm)</th> <th rowspan="2">押込量 (mm)</th> </tr> <tr> <th>中心径</th> <th>幅</th> <th>高さ</th> <th>中心径</th> <th>幅</th> <th>高さ*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル 主フランジ</td> <td colspan="6" rowspan="2" style="background-color: black;"></td> <td>>0</td> </tr> <tr> <td>小型試験 装置</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：溝高さの差異分は、ガスケット押込量に影響するが、漏えい評価を行うためのガスケット押込量を模擬できるため問題ない。（今回の試験では押込量を0mmと設定しているが、実機では押込量は0mmより大きくなる）</p> <p>2. 実機への適用性</p> <p>実プラントでは、内側と外側の2本のガスケットが使用されているが、小型試験装置では、1本のガスケットのみで模擬している。</p> <p>フランジの断面形状は実機と同形状であり、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同程度とし、中心径のみを縮小した試験装置としている。また、小型試験では押込量を0mmと設定し、実機の2Pd時の開口量以上の開口量を模擬しており、保守的な条件での試験としている。</p> <p>ガスケットの内径をd_i、外径をd_oとすると、JIS B 2490よりガスケットからのリーク量Lはガスケットの接触面の内径d_iに比例し、ガスケット接触幅$(d_o-d_i)/2$に反比例する。</p> $L \propto \frac{1}{(d_o/d_i-1)/2} = \frac{d_i}{(d_o-d_i)/2}$ <p>第1表より実機模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致していることから、ガスケットの接触幅は実機と一致している。このため、リーク量はガスケットの内径d_iに比例することから、試験で得られたリーク量をガスケット径比で補正して実機フランジでのリーク量を推定することができる。</p> <p>本試験で得られたリーク量よりガスケット径比で補正して、実機フランジでのリーク量を推定したところ、原子炉格納容器フランジからのリーク量0.001%/day程度であり、原子炉格納容器設計漏えい率(0.5%/day)の1/500となっている。</p> <p>このように、実機フランジを模擬した改良EPDM製シール材の試験結果は、原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから、改良EPDM製シール材の実機への適用は可能であると考ええる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>		ガスケット寸法(mm)			溝寸法(mm)			押込量 (mm)	中心径	幅	高さ	中心径	幅	高さ*1	ドライウエル 主フランジ							>0	小型試験 装置	0	<p style="text-align: center;">表1 実機と小型試験装置の寸法</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">ガスケット寸法 (mm)</th> <th colspan="3">溝寸法 (mm)</th> <th rowspan="2">タング (mm)</th> </tr> <tr> <th>中心径*</th> <th>幅</th> <th>高さ</th> <th>中心径*</th> <th>幅</th> <th>高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器搬入口</td> <td colspan="6" rowspan="2" style="background-color: black;"></td> <td></td> </tr> <tr> <td>小型試験装置</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※内側と外側の値を記載</p> <p>2. 実機への適用性</p> <p>実プラントでは、内側と外側の2本のガスケットが使用されているが、小型試験装置でも、2本のガスケットで模擬している。</p> <p>フランジの断面形状は実機と同形状であり、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同程度とし、中心径のみを縮小した試験装置としている。また、小型試験装置を用いてフランジ隙間可変試験を行い、実機の2Pd時の開口量以上の開口量までフランジ面間を変化させた。</p> <p>その結果、実機より保守的な条件である開口量 mm以下の隙間において有意な漏えいが無かったことから、小型試験における計測可能最小リーク量を用いて実機への適用性を確認する。</p> <p>リーク量はガスケット径に比例することから、試験におけるリーク量（計測可能最小リーク量）をガスケット径比で補正して実機フランジでのリーク量を推定することができる。その結果、原子炉格納容器フランジからのリーク量0.01%/day程度であり、原子炉格納容器設計漏えい率(0.1%/day)の1/10となっている。</p> <p>このように、実機フランジを模擬したシリコンゴムシール材の試験結果は、原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから、シリコンゴムシール材の実機への適用は可能であると考ええる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>		ガスケット寸法 (mm)			溝寸法 (mm)			タング (mm)	中心径*	幅	高さ	中心径*	幅	高さ	機器搬入口								小型試験装置		<p>設備の相違①</p> <p>設備の相違①</p> <p>評価方針の相違① ・試験装置の相違により、得られるデータが異なるため、計測可能最小リーク量を用いて実機適用性を確認した。 ・同様の理由を【評価方針の相違①】とする。</p> <p>設備の相違① 評価方針の相違①</p> <p>設備の相違①</p>
		ガスケット寸法(mm)			溝寸法(mm)				押込量 (mm)																																									
	中心径	幅	高さ	中心径	幅	高さ*1																																												
ドライウエル 主フランジ							>0																																											
小型試験 装置							0																																											
	ガスケット寸法 (mm)			溝寸法 (mm)			タング (mm)																																											
	中心径*	幅	高さ	中心径*	幅	高さ																																												
機器搬入口																																																		
小型試験装置																																																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<p style="text-align: right;">補足 11</p> <p style="color: red;">改良 EPDM 製ガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について</p> <p>フランジ部の開口量評価に影響する製作公差は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であり、ガスケット溝の公差、ガスケット厚さの公差及びタング部の公差が該当する。これらの公差について、原子炉格納容器圧力 2Pd 時における開口量と、シール材の復元量が 200℃、168 時間、<input type="text"/> kGy の環境下で劣化した圧縮永久ひずみ <input type="text"/> % を用いて評価した結果を第 1 表に示す。また、第 1 図及び第 2 図にガスケット及びタング部の開口方向公差の概略図を示す。</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-13</p> <p style="color: red;">シリコンゴムガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について</p> <p>フランジ部の開口量評価に影響する製作公差は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であり、ガスケット溝の公差、ガスケット厚さの公差及びタング部の公差が該当する。これらの公差について、原子炉格納容器圧力 2Pd 時における開口量と、フランジ隙間可変試験において、漏えいが生じないと確認できた開口量 <input type="text"/> mm を用いて評価した結果を表 1 に示す。また、図 1 にガスケット及びタング部の開口方向公差の概略図を示す。</p>	<p>設備の相違①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では、ドライウェル主フランジ等に対し、改良 EPDM 製シール材へ変更を行うことから、改良 EPDM 材に対する試験に基づいた資料である。泊では、機器搬入口等に対し、従前より採用しているシリコンゴムシール材に対する試験に基づき記載した。 ・同様の理由を【設備の相違①】とする。 <p>評価方針の相違①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フランジ面間の開口量が増えた場合、シール材の開口量の変化に追従することで漏えいを防ぐ。シール材の復元特性は、実機を模擬したフランジ隙間可変試験にて、漏えいが発生しないと確認した開口量（シール材の開口量の変化に追従できている状態）より確認している。 ・同様の理由を【評価方針の相違①】とする。 																																																										
<p style="text-align: center;">第 1 表 公差を考慮した締付量（単位：mm）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>ガスケット溝公差 a</th> <th>ガスケット高さ公差 b</th> <th>タング部公差 c</th> <th>初期締付量^{※1}</th> <th>劣化後復元量^{※2}</th> <th>開口量^{※3} (2Pd時)</th> <th>評価結果^{※4}</th> <th>閉じ込め機能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル主フランジ</td> <td rowspan="5" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="5" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="5" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="5" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>2.56</td> <td>2.16</td> <td>0.40</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>機器搬出入用ハッチ</td> <td>2.16</td> <td>0.67</td> <td>1.49</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>用具用エアロック</td> <td>1.72</td> <td>1.15</td> <td>0.57</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出入口</td> <td>2.16</td> <td>1.75</td> <td>0.41</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ出入口</td> <td>1.36</td> <td>1.05</td> <td>0.31</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 初期締付量：() 内は、製作公差を考慮した初期締付量を示す。 ※2 劣化後復元量：製作公差を考慮した初期締付量に対し、200℃、168 時間、<input type="text"/> kGy の劣化後圧縮永久ひずみ <input type="text"/> % を踏まえた復元量 ※3 開口量：原子炉格納容器圧力 2Pd 時の開口量評価 ※4 評価結果：「劣化後復元量-開口量」を示す値。評価値が 0 以上で、製作公差を考慮した場合でもシール材の追従性があることを示す。</p>	評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	初期締付量 ^{※1}	劣化後復元量 ^{※2}	開口量 ^{※3} (2Pd時)	評価結果 ^{※4}	閉じ込め機能	ドライウェル主フランジ					2.56	2.16	0.40	○	機器搬出入用ハッチ	2.16	0.67	1.49	○	用具用エアロック	1.72	1.15	0.57	○	逃がし安全弁搬出入口	2.16	1.75	0.41	○	サブプレッションチェンバ出入口	1.36	1.05	0.31	○	<p style="text-align: center;">表 1 公差を考慮した開口量（単位：mm）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>ガスケット溝公差 a</th> <th>ガスケット高さ公差 b</th> <th>タング部公差 c</th> <th>開口量①^{※1}</th> <th>開口量②^{※2} (2Pd時)</th> <th>評価結果^{※3}</th> <th>閉じ込め機能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器搬入口</td> <td rowspan="2" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="2" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="2" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="2" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>0.05</td> <td>1.85</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>1.7</td> <td>0.2</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 開口量①：（漏えいが生じないと確認できた開口量 <input type="text"/> mm）－（製作公差 (a, b, c) の和） ※2 開口量②：原子炉格納容器圧力 2Pd 時の開口量評価 ※3 評価結果：「（開口量①）－（開口量②）」を示す値。評価値が 0 以上で、製作公差を考慮した場合でもシール材の追従性があることを示す。</p>	評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	開口量① ^{※1}	開口量② ^{※2} (2Pd時)	評価結果 ^{※3}	閉じ込め機能	機器搬入口					0.05	1.85	○	エアロック	1.7	0.2	○	<p>設備の相違①</p>
評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	初期締付量 ^{※1}	劣化後復元量 ^{※2}	開口量 ^{※3} (2Pd時)	評価結果 ^{※4}	閉じ込め機能																																																				
ドライウェル主フランジ					2.56	2.16	0.40	○																																																				
機器搬出入用ハッチ					2.16	0.67	1.49	○																																																				
用具用エアロック					1.72	1.15	0.57	○																																																				
逃がし安全弁搬出入口					2.16	1.75	0.41	○																																																				
サブプレッションチェンバ出入口					1.36	1.05	0.31	○																																																				
評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	開口量① ^{※1}	開口量② ^{※2} (2Pd時)	評価結果 ^{※3}	閉じ込め機能																																																					
機器搬入口					0.05	1.85	○																																																					
エアロック					1.7	0.2	○																																																					
<p style="text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p style="text-align: center;"><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																											

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="293 177 972 612" data-label="Diagram"> <p>第1図 ガasket部の開口方向公差の概略図</p> <p>この図は、ガasket部の開口方向公差を示しています。上部のフランジと下部のガasketとの間に、ガasketの高さ（公差±b）とガasket溝の深さ（公差±a）が示されています。</p> </div> <div data-bbox="210 639 913 831" data-label="Diagram"> <p>第2図 所員用エアロックタンク部の開口方向公差の概略図</p> <p>この図は、所員用エアロックタンク部の開口方向公差を示しています。タンク部長さ（公差±b）、ガasket溝の深さ（公差±a）、開口量、ガasket高さ（公差±c）が示されています。</p> </div> <p>第1表より、各フランジ部の製作公差を考慮しシール材の初期締付量が小さくなり、シール材の事故環境における劣化を考慮しても、原子炉格納容器圧力2Pd時の開口量に追従可能であることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認した。</p> <p>実機のドライウェル主フランジを復旧する際には、トルク管理によるフランジボルトの締め付け後に、フランジ面間にすきまがないことを確認しており、製作公差の影響が極めて小さくなるように施工管理している。</p>	<div data-bbox="1173 616 1704 783" data-label="Diagram"> <p>図1 機器搬入口及びエアロックタンク部の開口方向公差の概略図</p> <p>この図は、機器搬入口及びエアロックタンク部の開口方向公差を示しています。開口量、ガasket溝の深さ（公差±a）、タンク部長さ（公差±b）、ガasket高さ（公差±c）が示されています。</p> </div> <p>表1より、各フランジ部の製作公差及びフランジ隙間可変試験において、漏えいが生じないと確認できた開口量 mm を考慮しても、原子炉格納容器圧力2Pd時の開口量に追従可能であることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認した。</p> <p>実機の機器搬入口を復旧する際には、トルク管理によるフランジボルトの締め付け後に、フランジ面間にすきまがないことを確認しており、製作公差の影響が極めて小さくなるように施工管理している。</p> <p style="text-align: right;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の機器搬入口及びエアロックは、甲丸ガasketを使用していない <p>評価方針の相違①</p> <p>設備の相違①</p>

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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																														
<p style="text-align: right;">補足 12</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の耐震性について</p> <p>原子炉格納容器の評価対象部位について、基準地震動 S_s に対する耐震性を評価する。</p> <p>1. 評価方法 基準地震動 S_s による地震荷重を用いて、原子炉格納容器の評価対象部位に発生する一次応力を算出し、許容応力との比較を行う。</p> <p>2. 評価基準値 許容応力状態IV_Sの評価基準値を用いる。</p> <p>3. 評価結果 評価対象部位の S_s に対する評価の結果、いずれの部位の発生応力も評価基準値以下であるため、原子炉格納容器は基準地震動 S_s 作用時においても必要な機能は損なわれない。第1表に各部の評価結果を示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p style="text-align: center;">第1表 原子炉格納容器の基準地震動 S_s による暫定評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>応力分類</th> <th>発生応力</th> <th>評価基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td rowspan="9" style="background-color: black; color: white; text-align: center;">[Redacted]</td> <td>380 MPa</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルベント開口部</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td>495 MPa</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバ</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td>387 MPa</td> </tr> <tr> <td>機器搬出入用ハッチ</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td>495 MPa</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出入口</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td>495 MPa</td> </tr> <tr> <td>所員用エアロック</td> <td>一次膜+一次曲げ応力</td> <td>495 MPa</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部</td> <td>一次応力</td> <td>0.470 kN・m</td> </tr> <tr> <td>電気配線貫通部</td> <td>一次応力</td> <td>242 kN・m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 裕度の最も小さい部位を記載</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px 0; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	評価対象部位	応力分類	発生応力	評価基準値	ドライウエル	一次膜+一次曲げ応力	[Redacted]	380 MPa	ドライウエルベント開口部	一次膜+一次曲げ応力	495 MPa	サプレッションチェンバ	一次膜+一次曲げ応力	387 MPa	機器搬出入用ハッチ	一次膜+一次曲げ応力	495 MPa	逃がし安全弁搬出入口	一次膜+一次曲げ応力	495 MPa	所員用エアロック	一次膜+一次曲げ応力	495 MPa	配管貫通部	一次応力	0.470 kN・m	電気配線貫通部	一次応力	242 kN・m	<p style="text-align: right;">参考資料-14</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の耐震性について</p> <p>原子炉格納容器の評価対象部位について、基準地震動[*]に対する耐震性を評価する。</p> <p>※：平成25年7月設置変更許可申請時の基準地震動、平成27年12月25日審査会合に示す基準地震動</p> <p>1. 評価方法 基準地震動による地震荷重を用いて、原子炉格納容器の評価対象部位に発生する一次応力を算出し、許容応力との比較を行う。</p> <p>2. 評価基準値 許容応力状態IV_Sの評価基準値を用いる。</p> <p>3. 評価結果 評価対象部位の基準地震動に対する評価の結果、いずれの部位の発生応力も評価基準値以下であるため、原子炉格納容器は基準地震動作用時においても必要な機能は損なわれない。表1に各部の評価結果を示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p style="text-align: center;">表1 原子炉格納容器の基準地震動による暫定評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>応力分類</th> <th>発生応力</th> <th>評価基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体</td> <td>一次膜応力+一次曲げ応力</td> <td rowspan="6" style="background-color: black; color: white; text-align: center;">[Redacted]</td> <td>280MPa</td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>一次膜応力+一次曲げ応力</td> <td>280MPa</td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>一次膜応力+一次曲げ応力</td> <td>280MPa</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部</td> <td>一次応力</td> <td>315MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>※裕度の最も小さい部位を記載</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px 0; text-align: center;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	評価対象部位	応力分類	発生応力	評価基準値	原子炉格納容器本体	一次膜応力+一次曲げ応力	[Redacted]	280MPa	機器搬入口	一次膜応力+一次曲げ応力	280MPa	エアロック	一次膜応力+一次曲げ応力	280MPa	配管貫通部	一次応力	315MPa	<p>記載表現の相違 ・S_s は、基準地震動という記載に統一している。</p> <p>設備の相違 ・本資料は ※に示す基準地震動の暫定値による見直しについて説明したものである。なお、詳細評価については設計及び工事計画認可申請段階で説明する。</p> <p>設備の相違</p>
評価対象部位	応力分類	発生応力	評価基準値																																													
ドライウエル	一次膜+一次曲げ応力	[Redacted]	380 MPa																																													
ドライウエルベント開口部	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa																																													
サプレッションチェンバ	一次膜+一次曲げ応力		387 MPa																																													
機器搬出入用ハッチ	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa																																													
逃がし安全弁搬出入口	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa																																													
所員用エアロック	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa																																													
配管貫通部	一次応力		0.470 kN・m																																													
電気配線貫通部	一次応力		242 kN・m																																													
評価対象部位	応力分類		発生応力	評価基準値																																												
原子炉格納容器本体	一次膜応力+一次曲げ応力	[Redacted]	280MPa																																													
機器搬入口	一次膜応力+一次曲げ応力		280MPa																																													
エアロック	一次膜応力+一次曲げ応力		280MPa																																													
配管貫通部	一次応力		315MPa																																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 14</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失は、原子炉建屋への漏えいを検出することで確認し、原子炉格納容器圧力とともに、「原子炉建屋内水素濃度」、「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置」、「原子炉建屋内各種放射線モニタ」の計器により検出する。</p> <p>原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について、事象発生から原子炉格納容器ペントを実施するまでのフローを第1図で示す。フローに示すとおり、事象発生から原子炉格納容器ペントを実施するまでに原子炉格納容器圧力を確認するとともに、「炉心損傷確認」、「格納容器内水素濃度上昇確認」、「原子炉建屋への漏えい確認」をフローで示す計器で確認する。</p> <p>原子炉格納容器の設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合、原子炉建屋燃料取替床上部の水素濃度により確認し、原子炉格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器ペントを実施する。</p> <div data-bbox="152 699 1028 1342" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる対応</p> </div>	<p style="text-align: right;">参考資料-15</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失が生じると、大規模な漏えいによって格納容器内の水素がアンユラスに流出し、「可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット」により検出される。PWRでは、原子炉格納容器内に設置する原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより水素濃度を低減させる設計としており、また、アンユラス空気浄化設備による排気を実施するため、アンユラス部において水素燃焼を生じるような水素濃度には至らない。</p> <p>アンユラス空気浄化設備の起動が何らかの理由により遅れた場合の水素排出の考え方について、事象発生からアンユラス空気浄化ファンの起動までのフローを図1で示す。フローに示すとおり、プラント状態を「炉心損傷確認」、「格納容器内水素濃度上昇確認」、「原子炉建屋への漏えい確認」をフローで示す計器で確認する。</p> <p>アンユラス空気浄化設備の起動が遅れた場合、水素濃度が可燃濃度（4 vol%）に到達していないと判断できれば、アンユラス空気浄化ファンを起動する。</p> <div data-bbox="1077 699 1953 1342" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">図1 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる対応</p> </div>	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の機能喪失の検出方法については、炉型の相違により異なる。 まとめ資料 <ul style="list-style-type: none"> 「2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】」の記載内容に基づき作成した。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">補足 18</p> <p style="text-align: center;">黒鉛製シール材について</p> <p>黒鉛製のシール材は、温度、圧力の環境に対する耐性が高いことから、原子炉格納容器隔離弁のシール部に使用している。黒鉛製シール材は、膨張黒鉛を圧縮し、シート状に加工したものであり、黒鉛製シール材の選定にあたっては、重大事故等時環境下の温度（200℃）、圧力（2Pd）に対して十分な耐性を有することを確認している。</p> <p>女川原子力発電所2号炉で使用する黒鉛製シール材の仕様例を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 黒鉛製シール材の仕様例</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>最高使用温度</th> <th>最高使用圧力</th> <th>耐放射線性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">350℃</td> <td style="text-align: center;">50MPa</td> <td style="text-align: center;">10MGy</td> </tr> </tbody> </table>	最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性	350℃	50MPa	10MGy	<p style="text-align: right;">参考資料-16</p> <p style="text-align: center;">黒鉛製シール材について</p> <p>黒鉛製のシール材は、温度、圧力の環境に対する耐性が高いことから、原子炉格納容器隔離弁や閉止フランジのシール部に使用している。黒鉛製シール材は、膨張黒鉛を圧縮し、シート状に加工したものであり、黒鉛製シール材の選定にあたっては、重大事故等時環境下の温度（200℃）、圧力（2Pd）に対して十分な耐性を有することを確認している。</p> <p>泊発電所3号炉で使用する黒鉛製シール材の仕様例を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 黒鉛製シール材の仕様例</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>最高使用温度</th> <th>最高使用圧力</th> <th>耐放射線性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">450℃</td> <td style="text-align: center;">43MPa</td> <td style="text-align: center;">10MGy</td> </tr> </tbody> </table>	最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性	450℃	43MPa	10MGy	<p>設備の相違 ・泊では、閉止フランジについても、黒鉛製シール材を採用している。</p> <p>設備の相違</p>
最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性												
350℃	50MPa	10MGy												
最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性												
450℃	43MPa	10MGy												

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
<p style="text-align: right;">補足 19</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて</p> <p>原子炉格納容器バウダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>一方、全てのフランジ部、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。</p> <p>200℃、2Pdの環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能の評価においては、これらのシール部のシール機能は、ガスケット等の試験結果及び材料特性によりシール機能が維持できることを確認している。</p> <p>一方、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査では漏えいが確認されているものの、判定基準を満足しており閉じ込め機能は確保されている。</p> <p>実機において定期検査ごとに実施している原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>判定基準</th> <th>検査実績</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.40 %/d</td> <td>約0.04 %/日～約0.18 %/日</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉格納容器全体漏えい率検査は、局部ではなく原子炉格納容器全体を対象とした大規模な体系で実施することから、漏えい箇所を特定することは困難であるものの、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいは、主に以下に起因するものと推定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、個別の箇所が生じている微小な漏えいが全て合算された状態となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所を確認できなかった漏えいを、原子炉格納容器全体漏えい率検査で検知することが考えられること。</p>	判定基準	検査実績	0.40 %/d	約0.04 %/日～約0.18 %/日	<p style="text-align: right;">参考資料-17</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて</p> <p>原子炉格納容器バウダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>一方、全てのフランジ部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。</p> <p>200℃、2Pdの環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能の評価においては、これらのシール部のシール機能は、ガスケット等の試験結果及び材料特性によりシール機能が維持できることを確認している。</p> <p>一方、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査では漏えいが確認されているものの、判定基準を満足しており閉じ込め機能は確保されている。</p> <p>原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>判定基準</th> <th>検査実績</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.04%/day</td> <td>0.033%/day</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉格納容器全体漏えい率検査は、局部ではなく原子炉格納容器全体を対象とした大規模な体系で実施することから、漏えい箇所を特定することは困難であるものの、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいは、主に以下に起因するものと推定される。</p> <p>a. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、個別の箇所が生じている微小な漏えいが全て合算された状態となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所を確認できなかった漏えいを、原子炉格納容器全体漏えい率検査で検知することが考えられること。</p>	判定基準	検査実績	0.04%/day	0.033%/day	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊における運用後の原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績は、3-1定検（低圧試験）であり、当該試験時の実績を記載している。
判定基準	検査実績									
0.40 %/d	約0.04 %/日～約0.18 %/日									
判定基準	検査実績									
0.04%/day	0.033%/day									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 原子炉格納容器全体漏えい率検査時の原子炉格納容器隔離弁は、保全プログラムに基づき一部の機器の点検を行った状態であり、その他は数サイクルの運転経験を経た状態のため、弁体の経年変化による漏えいの可能性があること。なお、原子炉格納容器全体漏えい率検査において判定基準を満足していることから隔離機能への影響はない。</p> <p>また、以下についても、影響は小さいと考えられるものの漏えい率として検出される要因となる可能性がある。</p> <p>c. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、炉水及びサブプレッションチェンバのプール水への気体の溶け込みが考えられること。</p> <p>なお、これらの漏えいの要因は、「原子炉格納容器の漏えい率試験規定（JEAC4203）」の判定基準[*]において考慮されているため、適切な保全を実施した上で検査を実施することで原子炉格納容器の気密性は担保される。</p> <p>※：原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）の判定基準は、JEAC4203 2.4.4 (I)に基づき算出。ここで、次のプラント停止までの期間における隔離機能の劣化による漏えいの増加を仮定した「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に従い、0.2と設定している。</p>	<p>b. 原子炉格納容器全体漏えい率検査時の原子炉格納容器隔離弁は、保全プログラムに基づき一部の機器の点検を行った状態であり、その他は運転経験を経た状態のため、弁体の経年変化による漏えいの可能性があること。なお、原子炉格納容器全体漏えい率検査において判定基準を満足していることから隔離機能への影響はない。</p> <p>また、以下についても、影響は小さいと考えられるものの漏えい率として検出される要因となる可能性がある。</p> <p>c. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、炉水への気体の溶け込みが考えられること。</p> <p>なお、これらの漏えいの要因は、「原子炉格納容器の漏えい率試験規定（JEAC4203）」の判定基準[*]において考慮されているため、適切な保全を実施した上で検査を実施することで原子炉格納容器の気密性は担保される。</p> <p>※：原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）の判定基準は、JEAC4203 2.4.4に基づき算出。ここで、次のプラント停止までの期間における隔離機能の劣化による漏えいの増加を仮定した「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に従い、0.2と設定している。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊における運用後の原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績は、3-1 定検（低圧試験）である。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 該当設備なし。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAC4203 2.4.4 判定基準には、(1) 設計圧力試験、(2) 低圧試験の判定基準が記載されている。PWR プラントについては低圧試験の保守性を確認できた場合には、低圧試験を実施してもよいと規定されているため、2.4.4 項と記載した。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p style="text-align: right;">補足 21</p> <p style="text-align: center;">化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について</p> <p>1. 化学薬品等のシール機能への影響</p> <p>改良 EPDM 製シール材は、エチレンとプロピレン等の共重合によって得られる合成ゴムの一種であり、同材質のゴムである EPDM は、これまでも原子炉格納容器隔離弁の弁体等に使用されてきた実績のある材料である。EPDM 材の基本特性を第1表に示す。</p> <p>EPDM 材の基本的な特性を考慮した場合、シール機能に影響を及ぼす可能性のある物質としては、「化学薬品」と「油」が挙げられる。</p> <p>プラント運転中は、原子炉格納容器内において化学薬品を使用することはない。また、定期点検時は、原子炉格納容器内にて溶剤を使用するが、プラント起動前に資機材の置き忘れ確認を含め最終確認を行っているため、溶剤による悪影響はない。</p> <p>原子炉格納容器内の油として、原子炉再循環ポンプモータの潤滑油が存在するが、原子炉格納容器バウンダリを構成するいずれのシール部からも離れており、シール部まで直接到達することは考えにくい。そのため、シール材に対する悪影響はないと考えられる。</p> <p>また、潤滑油以外にもフランジガスケット取付部及び所員用エアロックのメカニカルシール等にグリースを使用しているが、シール材に影響を与えないものを選定して塗布するため悪影響はない。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin-top: 20px;"> <p style="text-align: center;">第1表 EPDM 材の基本特性</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td style="text-align: center;">耐蒸気性</td><td style="text-align: center;">A</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐水性</td><td style="text-align: center;">A</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（植物油）</td><td style="text-align: center;">A～B</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（潤滑油）</td><td style="text-align: center;">D</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（溶剤）</td><td style="text-align: center;">D</td></tr> </table> <p>A：優，B：良，D：不可を示すが、配合により異なることがある 出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋</p> </div>	耐蒸気性	A	耐水性	A	耐性（植物油）	A～B	耐性（潤滑油）	D	耐性（溶剤）	D	<p style="text-align: right;">参考資料-18</p> <p style="text-align: center;">化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について</p> <p>1. 化学薬品等のシール機能への影響</p> <p>機器搬入口等で使用されているシリコンゴムシール材は、けい素-酸素結合、炭素を主原料とした合成ゴムの一種であり、これまでも原子炉格納容器のシール材に使用されてきた実績のある材料である。シリコンゴムの基本特性を表1に示す。</p> <p>シリコンゴムの基本的な特性を考慮した場合、シール機能に影響を可能性がある物質としては、「化学薬品」が挙げられる。</p> <p>プラント運転中は、原子炉格納容器内において化学薬品を使用することはない。また、定期点検時は、原子炉格納容器内にて溶剤を使用するが、プラント起動前に資機材の置き忘れ確認を含め最終確認を行っているため、溶剤による悪影響はない。</p> <p>なお、潤滑油等の油脂類の影響については、比較的耐油性に優れた材料であることに加え、以前より使用実績を十分に有したシール材のため悪影響はない。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin-top: 20px;"> <p style="text-align: center;">表1 シリコンゴムの基本特性</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td style="text-align: center;">耐蒸気性</td><td style="text-align: center;">A</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐水性</td><td style="text-align: center;">A</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（植物油）</td><td style="text-align: center;">A</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（潤滑油）</td><td style="text-align: center;">B</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">耐性（溶剤）</td><td style="text-align: center;">A～D</td></tr> </table> <p>※A：優，B：良，D：不可を示すが、配合により異なることがある。 ※常態での基本特性を示す。 出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」等より抜粋</p> </div>	耐蒸気性	A	耐水性	A	耐性（植物油）	A	耐性（潤滑油）	B	耐性（溶剤）	A～D	<p>相違理由</p> <p>設備の相違① ・女川では、ドライウエル主フランジ等に対し、改良EPDM製シール材へ変更を行うことから、改良EPDM材に対する影響を記載している。泊では、機器搬入口等に対し、従前より採用しているシリコンゴムシール材に対する影響を記載した。 ・記載の通り、シリコンゴムについても化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について問題ないことを確認したことから同等である。 ・同様の理由を【設備相違①】とする。</p> <p>設備の相違②</p>
耐蒸気性	A																					
耐水性	A																					
耐性（植物油）	A～B																					
耐性（潤滑油）	D																					
耐性（溶剤）	D																					
耐蒸気性	A																					
耐水性	A																					
耐性（植物油）	A																					
耐性（潤滑油）	B																					
耐性（溶剤）	A～D																					

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

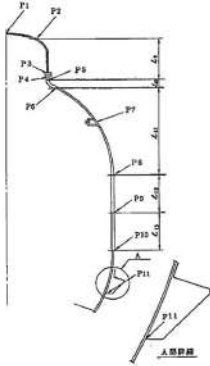
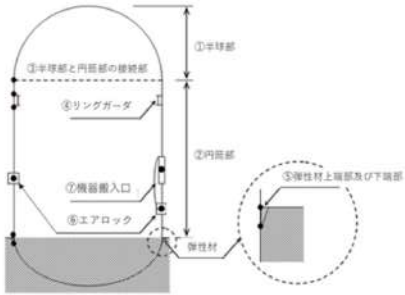
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響</p> <p>炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDM材についても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考えられる。</p> <p>一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDM材では影響を生じる可能性がある。今後、使用することとしている改良EPDM材については、電共研による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 <input type="text" value="0"/> mg/m³）よりも高濃度のよう素環境下（約 1,000mg/m³）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素環境下での性能が確認された材料を用いることにより、シール機能への影響が生じることはないものと考えられる。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素の原子炉格納容器外への主要な放出モードとして気体分子のガスケット材料透過が考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、重大事故等時の原子炉格納容器内環境条件下（温度・放射線）においてシール機能の顕著な劣化は生じないこと、及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから、ガスケット材料透過による原子炉格納容器外への水素の放出可能性は極めて低いものと考えられる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p>2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響</p> <p>炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与し、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットと異なり有機材料であるシリコンゴムはその影響が懸念されるが、当該シール材は常態において耐アルカリ性が確認された材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考えられる。</p> <p>また、ハロゲン元素のよう素については、前述の文献にて同種材のよう素への耐性が示されている材料であり、化学的影響はないものと考えられる。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素の原子炉格納容器外への主要な放出モードとして気体分子が材料内部を透過する浸透漏れが考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、実機を模擬した試験体を使用して重大事故時の条件を包絡する過酷環境下で試験を実施して漏えいがないことを確認していること、及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから、ガスケット材料からの浸透漏れによる原子炉格納容器外への水素の放出の可能性は低いものと考えられる。</p>	<p>設備の相違①</p> <p>設備の相違①</p> <p>記載表現の相違 設備の相違①</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p style="text-align: right;">補足 23</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について</p> <p>1. 評価の概要</p> <p>女川2号炉の原子炉格納容器本体の形状不連続部に対して、既工認の評価値を用いた応力評価を実施する。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ドライウェル及びサブプレッションチェンバの既工認における強度計算書評価の評価対象部位に対し、原子炉格納容器限界温度・圧力における応力評価を実施する。</p> <p>評価対象を第1図及び第2図に示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>【温度・圧力条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・限界温度：200℃ ・限界圧力：2 Pd <table border="1" style="margin: 10px 0;"> <thead> <tr> <th>応力野点番号</th> <th>応力野点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>F1</td><td>上球殻部</td></tr> <tr><td>F2</td><td>上球殻部材と上球殻部材の接合部</td></tr> <tr><td>F3</td><td>円筒部と上フランジの接合部</td></tr> <tr><td>F4</td><td>下フランジと円筒部の接合部</td></tr> <tr><td>F5</td><td>円筒部とシェル部材の接合部</td></tr> <tr><td>F6</td><td>シェル部材と上球殻部材の接合部</td></tr> <tr><td>F7</td><td>ドライウェルスプレッド管束付部</td></tr> <tr><td>F8</td><td>上球殻部材と円筒部の接合部</td></tr> <tr><td>F9</td><td>円筒部中心部</td></tr> <tr><td>F10</td><td>円筒部と下球殻部材の接合部</td></tr> <tr><td>F11</td><td>サントレーション部</td></tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">第1図 ドライウェルの応力評価点</p> </div>	応力野点番号	応力野点	F1	上球殻部	F2	上球殻部材と上球殻部材の接合部	F3	円筒部と上フランジの接合部	F4	下フランジと円筒部の接合部	F5	円筒部とシェル部材の接合部	F6	シェル部材と上球殻部材の接合部	F7	ドライウェルスプレッド管束付部	F8	上球殻部材と円筒部の接合部	F9	円筒部中心部	F10	円筒部と下球殻部材の接合部	F11	サントレーション部	<p style="text-align: right;">参考資料-19</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について</p> <p>1. 評価の概要</p> <p>泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の形状不連続部に対して、有限要素法を用いた応力評価を実施する。なお、有限要素法の解析モデルは、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））の取組みで用いた解析モデルではなく、泊発電所3号炉の解析モデルを採用して評価したものである。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>原子炉格納容器本体の既工認における強度計算書評価の評価対象部位に対し、原子炉格納容器限界温度・圧力における応力評価を実施する。</p> <p>評価対象を図1に示す。</p> <div style="border: 2px solid red; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>【温度・圧力条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・限界温度：200℃ ・限界圧力：2 Pd  <p style="text-align: center;">図1 応力評価点</p> </div>	<p>評価方針の相違①</p> <p>・補足説明資料中における NUPEC の解析モデル（代表プラント）の結果からは、応力評価不可のため、設工認で用いる泊の解析モデルを用いて評価を実施した。</p> <p>・同様の理由を【評価方針の相違①】とする。</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>
応力野点番号	応力野点																									
F1	上球殻部																									
F2	上球殻部材と上球殻部材の接合部																									
F3	円筒部と上フランジの接合部																									
F4	下フランジと円筒部の接合部																									
F5	円筒部とシェル部材の接合部																									
F6	シェル部材と上球殻部材の接合部																									
F7	ドライウェルスプレッド管束付部																									
F8	上球殻部材と円筒部の接合部																									
F9	円筒部中心部																									
F10	円筒部と下球殻部材の接合部																									
F11	サントレーション部																									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<div data-bbox="235 255 593 566" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>応力評価点番号</th> <th>応力評価点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P1</td><td>胴中央部外側</td></tr> <tr><td>P2</td><td>胴中央部底部</td></tr> <tr><td>P3</td><td>胴中央部内側</td></tr> <tr><td>P4</td><td>胴中央部頂部</td></tr> <tr><td>P5</td><td>胴エビ継手部外側</td></tr> <tr><td>P6</td><td>胴エビ継手部底部</td></tr> <tr><td>P7</td><td>胴エビ継手部内側</td></tr> <tr><td>P8</td><td>胴エビ継手部頂部</td></tr> <tr><td>P9</td><td>内側ボックスサポート取付部</td></tr> <tr><td>P10</td><td>外側ボックスサポート取付部</td></tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="616 183 952 678" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第2図 サプレッションチェンバの応力評価点</p>	応力評価点番号	応力評価点	P1	胴中央部外側	P2	胴中央部底部	P3	胴中央部内側	P4	胴中央部頂部	P5	胴エビ継手部外側	P6	胴エビ継手部底部	P7	胴エビ継手部内側	P8	胴エビ継手部頂部	P9	内側ボックスサポート取付部	P10	外側ボックスサポート取付部
応力評価点番号	応力評価点																					
P1	胴中央部外側																					
P2	胴中央部底部																					
P3	胴中央部内側																					
P4	胴中央部頂部																					
P5	胴エビ継手部外側																					
P6	胴エビ継手部底部																					
P7	胴エビ継手部内側																					
P8	胴エビ継手部頂部																					
P9	内側ボックスサポート取付部																					
P10	外側ボックスサポート取付部																					

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉							泊発電所3号炉							相違理由																																																																																																																																																																																								
<p align="center">第1表 ドライウェルの応力評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力 評価点 番号</th> <th rowspan="3">応力評価点</th> <th colspan="6">一次応力[MPa]</th> </tr> <tr> <th colspan="3">Pa</th> <th colspan="3">PL+Pb</th> </tr> <tr> <th>応力強さ</th> <th>許容応力</th> <th>応力比</th> <th>応力強さ</th> <th>許容応力</th> <th>応力比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P1</td><td>上鏡球形部</td><td></td><td>281</td><td></td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P2</td><td>上鏡球形部と上鏡ナックル部の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P3</td><td>円筒部と上フランジの接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P4</td><td>下フランジと円筒部の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P5</td><td>円筒部とナックル部の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P6</td><td>ナックル部と上部球形部の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P7</td><td>ドライウェルスブレイ管取付部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P8</td><td>上部球形部と円筒部の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>545</td><td></td></tr> <tr><td>P9</td><td>円筒部中心部</td><td></td><td>363</td><td></td><td></td><td>545</td><td></td></tr> <tr><td>P10</td><td>円筒部と下鏡の接合部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>545</td><td></td></tr> <tr><td>P11</td><td>サンドクッション部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>545</td><td></td></tr> </tbody> </table>							応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]						Pa			PL+Pb			応力強さ	許容応力	応力比	応力強さ	許容応力	応力比	P1	上鏡球形部		281			422		P2	上鏡球形部と上鏡ナックル部の接合部	-	-	-		422		P3	円筒部と上フランジの接合部	-	-	-		422		P4	下フランジと円筒部の接合部	-	-	-		422		P5	円筒部とナックル部の接合部	-	-	-		422		P6	ナックル部と上部球形部の接合部	-	-	-		422		P7	ドライウェルスブレイ管取付部	-	-	-		422		P8	上部球形部と円筒部の接合部	-	-	-		545		P9	円筒部中心部		363			545		P10	円筒部と下鏡の接合部	-	-	-		545		P11	サンドクッション部	-	-	-		545		<p align="center">表1 原子炉格納容器本体の応力暫定評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力 評価点 番号</th> <th rowspan="3">応力評価点</th> <th colspan="6">一次応力[MPa]</th> </tr> <tr> <th colspan="3">Pa</th> <th colspan="3">PL+Pb^{*1}</th> </tr> <tr> <th>応力強さ</th> <th>許容 応力</th> <th>応力比</th> <th>応力強さ</th> <th>許容 応力</th> <th>応力比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>①</td><td>半球部</td><td></td><td>281</td><td></td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>②</td><td>円筒部</td><td></td><td>281</td><td></td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>③</td><td>半球部と円筒部の残部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>④</td><td>リングガード</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>⑤</td><td>弾性材上端部及び下端部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>⑥</td><td>エアロック</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>⑦</td><td>機器搬入口</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>*1：二次応力も含む</p>							応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]						Pa			PL+Pb ^{*1}			応力強さ	許容 応力	応力比	応力強さ	許容 応力	応力比	①	半球部		281		-	-	-	②	円筒部		281		-	-	-	③	半球部と円筒部の残部	-	-	-		422		④	リングガード	-	-	-		422		⑤	弾性材上端部及び下端部	-	-	-		422		⑥	エアロック	-	-	-		422		⑦	機器搬入口	-	-	-		422		<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・詳細評価については、設工段階にて説明することから、暫定評価結果とした。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバに該当する設備はない。
応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]																																																																																																																																																																																																				
		Pa			PL+Pb																																																																																																																																																																																																	
		応力強さ	許容応力	応力比	応力強さ	許容応力	応力比																																																																																																																																																																																															
P1	上鏡球形部		281			422																																																																																																																																																																																																
P2	上鏡球形部と上鏡ナックル部の接合部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P3	円筒部と上フランジの接合部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P4	下フランジと円筒部の接合部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P5	円筒部とナックル部の接合部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P6	ナックル部と上部球形部の接合部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P7	ドライウェルスブレイ管取付部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P8	上部球形部と円筒部の接合部	-	-	-		545																																																																																																																																																																																																
P9	円筒部中心部		363			545																																																																																																																																																																																																
P10	円筒部と下鏡の接合部	-	-	-		545																																																																																																																																																																																																
P11	サンドクッション部	-	-	-		545																																																																																																																																																																																																
応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]																																																																																																																																																																																																				
		Pa			PL+Pb ^{*1}																																																																																																																																																																																																	
		応力強さ	許容 応力	応力比	応力強さ	許容 応力	応力比																																																																																																																																																																																															
①	半球部		281		-	-	-																																																																																																																																																																																															
②	円筒部		281		-	-	-																																																																																																																																																																																															
③	半球部と円筒部の残部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
④	リングガード	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
⑤	弾性材上端部及び下端部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
⑥	エアロック	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
⑦	機器搬入口	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
<p align="center">第2表 サプレッションチェンバの応力評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力 評価点 番号</th> <th rowspan="3">応力評価点</th> <th colspan="6">一次応力[MPa]</th> </tr> <tr> <th colspan="3">Pa</th> <th colspan="3">PL+Pb</th> </tr> <tr> <th>応力強さ</th> <th>許容応力</th> <th>応力比</th> <th>応力強さ</th> <th>許容応力</th> <th>応力比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P1</td><td>胴中央部外側</td><td></td><td>281</td><td></td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P2</td><td>胴中央部底部</td><td></td><td>281</td><td></td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P3</td><td>胴中央部内側</td><td></td><td>281</td><td></td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P4</td><td>胴中央部頂部</td><td></td><td>281</td><td></td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P5</td><td>胴エビ継手部外側</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P6</td><td>胴エビ継手部底部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P7</td><td>胴エビ継手部内側</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P8</td><td>胴エビ継手部頂部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P9</td><td>内側ボックスサポート取付部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> <tr><td>P10</td><td>外側ボックスサポート取付部</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td>422</td><td></td></tr> </tbody> </table>							応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]						Pa			PL+Pb			応力強さ	許容応力	応力比	応力強さ	許容応力	応力比	P1	胴中央部外側		281			422		P2	胴中央部底部		281			422		P3	胴中央部内側		281			422		P4	胴中央部頂部		281			422		P5	胴エビ継手部外側	-	-	-		422		P6	胴エビ継手部底部	-	-	-		422		P7	胴エビ継手部内側	-	-	-		422		P8	胴エビ継手部頂部	-	-	-		422		P9	内側ボックスサポート取付部	-	-	-		422		P10	外側ボックスサポート取付部	-	-	-		422																																																																																													
応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]																																																																																																																																																																																																				
		Pa			PL+Pb																																																																																																																																																																																																	
		応力強さ	許容応力	応力比	応力強さ	許容応力	応力比																																																																																																																																																																																															
P1	胴中央部外側		281			422																																																																																																																																																																																																
P2	胴中央部底部		281			422																																																																																																																																																																																																
P3	胴中央部内側		281			422																																																																																																																																																																																																
P4	胴中央部頂部		281			422																																																																																																																																																																																																
P5	胴エビ継手部外側	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P6	胴エビ継手部底部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P7	胴エビ継手部内側	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P8	胴エビ継手部頂部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P9	内側ボックスサポート取付部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																
P10	外側ボックスサポート取付部	-	-	-		422																																																																																																																																																																																																

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																
<p style="text-align: right;">補足 25</p> <p>原子炉格納容器バウダリにおけるシール材の変更について</p> <p>原子炉格納容器バウダリに使用しているシール材については、今後、第1表に示すとおり耐環境性に優れたシール材に変更する。</p> <p style="text-align: center;">第1表 原子炉格納容器バウダリにおけるシール材変更箇所一覧表</p> <table border="1" data-bbox="156 443 1034 1337"> <thead> <tr> <th>バウダリ箇所</th> <th>部位</th> <th>変更前部材</th> <th>変更後部材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル主フランジ</td> <td>フランジガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>機器搬出入用ハッチ</td> <td>フランジガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構搬出入口</td> <td>フランジガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁搬出入口</td> <td>フランジガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">所員用エアロック</td> <td>扉</td> <td>扉シール部ガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">圧力平衡弁</td> <td>Oリング</td> <td>フッ素ゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>弁座シート</td> <td>フッ素樹脂</td> <td>PEEK</td> </tr> <tr> <td>グラントパッキン</td> <td>フッ素樹脂</td> <td>PEEK</td> </tr> <tr> <td>スラストベアリング</td> <td>フッ素樹脂</td> <td>PEEK</td> </tr> <tr> <td>ステムベアリング</td> <td>フッ素樹脂</td> <td>PEEK</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">扉開閉用ハンドル メカニカルシール</td> <td>Oリング</td> <td>フッ素ゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>シャフトパッキン</td> <td>フッ素ゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>配管貫通部</td> <td>フランジガスケット</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器隔離弁</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器調気系 バタフライ弁</td> <td>弁座シート</td> <td>EPDM</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>移動式炉心内計装系 電磁弁</td> <td>弁体シート</td> <td>EPDM</td> <td>メタルシート 又は改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">移動式炉心内計装系 ボール弁</td> <td>弁ふたシール</td> <td>EPDM</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> <tr> <td>弁座シート</td> <td>フッ素樹脂</td> <td>PEEK</td> </tr> <tr> <td>弁ふたシール</td> <td>シリコンゴム</td> <td>改良 EPDM</td> </tr> </tbody> </table>	バウダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材	ドライウェル主フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	機器搬出入用ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	制御棒駆動機構搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	逃がし安全弁搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	所員用エアロック	扉	扉シール部ガスケット	シリコンゴム	圧力平衡弁	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM	弁座シート	フッ素樹脂	PEEK	グラントパッキン	フッ素樹脂	PEEK	スラストベアリング	フッ素樹脂	PEEK	ステムベアリング	フッ素樹脂	PEEK	扉開閉用ハンドル メカニカルシール	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM	シャフトパッキン	フッ素ゴム	改良 EPDM	配管貫通部	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系 バタフライ弁	弁座シート	EPDM	改良 EPDM	移動式炉心内計装系 電磁弁	弁体シート	EPDM	メタルシート 又は改良 EPDM	移動式炉心内計装系 ボール弁	弁ふたシール	EPDM	改良 EPDM	弁座シート	フッ素樹脂	PEEK	弁ふたシール	シリコンゴム	改良 EPDM	<p style="text-align: right;">参考資料-20</p> <p>原子炉格納容器バウダリにおけるシール材の変更について</p> <p>原子炉格納容器バウダリに使用しているシール材については、今後、表1に示すとおり耐環境性に優れたシール材に変更する。</p> <p style="text-align: center;">表1 原子炉格納容器バウダリにおけるシール材変更箇所一覧表</p> <table border="1" data-bbox="1079 450 1948 539"> <thead> <tr> <th colspan="2">バウダリ箇所</th> <th>部位</th> <th>変更前部材</th> <th>変更後部材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロック</td> <td>均圧弁</td> <td>弁座シート</td> <td>ふっ素ゴム</td> <td>PEEK</td> </tr> </tbody> </table>	バウダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	エアロック	均圧弁	弁座シート	ふっ素ゴム	PEEK	<p>設備の相違</p>
バウダリ箇所	部位	変更前部材	変更後部材																																																																															
ドライウェル主フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																															
機器搬出入用ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																															
制御棒駆動機構搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																															
逃がし安全弁搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																															
所員用エアロック	扉	扉シール部ガスケット	シリコンゴム																																																																															
	圧力平衡弁	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM																																																																														
		弁座シート	フッ素樹脂	PEEK																																																																														
		グラントパッキン	フッ素樹脂	PEEK																																																																														
		スラストベアリング	フッ素樹脂	PEEK																																																																														
	ステムベアリング	フッ素樹脂	PEEK																																																																															
扉開閉用ハンドル メカニカルシール	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM																																																																															
	シャフトパッキン	フッ素ゴム	改良 EPDM																																																																															
配管貫通部	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																															
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系 バタフライ弁	弁座シート	EPDM	改良 EPDM																																																																														
		移動式炉心内計装系 電磁弁	弁体シート	EPDM	メタルシート 又は改良 EPDM																																																																													
	移動式炉心内計装系 ボール弁	弁ふたシール	EPDM	改良 EPDM																																																																														
		弁座シート	フッ素樹脂	PEEK																																																																														
弁ふたシール	シリコンゴム	改良 EPDM																																																																																
バウダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材																																																																														
エアロック	均圧弁	弁座シート	ふっ素ゴム	PEEK																																																																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 26</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図</p> <p>原子炉格納容器の限界温度・圧力は、設計・建設規格の準用による評価や電共研等において現時点までに得られているデータに基づき、原子炉格納容器の閉じ込め機能を評価して設定している。 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図を第1図に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>①構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生していないと判定している範囲 ②構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生すると判定している範囲 ③構造部の破損が発生していると判定している範囲</p> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図</p> <p>この線図は、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす機能喪失要因を考慮し、損傷の可能性を圧力・温度範囲に応じて分類したものである。 線(a)は原子炉格納容器構造部の破損判定境界、線(b)はシール部の漏えい判定境界であり、線(b)が原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす境界となる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>	<p style="text-align: right;">参考資料-21</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図</p> <p>原子炉格納容器の限界温度・圧力は、設計・建設規格の準用による評価や電共研等において現時点までに得られているデータに基づき、原子炉格納容器の閉じ込め機能を評価して設定している。 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図を図1に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>①構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生していないと判定している範囲 ②構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生すると判定している範囲 ③構造部の破損が発生していると判定している範囲</p> <p style="text-align: center;">図1 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図</p> <p>この線図は、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす機能喪失要因を考慮し、損傷の可能性を圧力・温度範囲に応じて分類したものである。 線(a)は原子炉格納容器構造部の破損判定境界、線(b)はシール部の漏えい判定境界であり、両線の外側が原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす境界となる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	<p>記載表現の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【線(a)】原子炉格納容器構造部の破損判定境界</p> <p>構造部のうち、200℃における許容圧力が最も低いサプレッションチェンバ円筒胴に対し、設計・建設規格の評価式を準用し求めた許容応力を、構造部の破損判定の境界線としたものである。この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、構造部が破損しないと判断できることを示している。</p> <p>【線(b)】シール部（ドライウェル主フランジ）の漏えい判定境界</p> <p>シール部のうち、開口量が許容開口量に達する圧力が最も低いドライウェル主フランジに対して、200℃、225℃、250℃における168時間の改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験の結果及び解析により求めた開口量を用いて、許容開口量を上回る圧力を漏えい判定の境界線[※]としたものである。</p> <p>この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、シール部からの漏えいがないと判断できることを示している。</p> <p>※ 200℃未満について改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験の結果がないため、保守的に200℃と同等としている。</p>	<p>【線(a)】原子炉格納容器構造部の破損判定境界</p> <p>構造部のうち、200℃における許容圧力が最も低い原子炉格納容器本体円筒部に対し、設計・建設規格の評価式を準用し求めた許容応力を、構造部の破損判定の境界線としたものである。この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、構造部が破損しないと判断できることを示している。</p> <p>【線(b)】シール部</p> <p>シール部のうち、漏えいのリスクが高い最も大口径貫通部である機器搬入口のシール部に対して、実機を模擬して実施した試験により漏えいがないことが確認できた温度を、シール部の破損判定の境界線としたものである。</p> <p>この境界線よりも、温度が低い範囲は、シール部が破損しないと判断できることを示している。なお、当該試験における圧力条件は2Pdよりも高い圧力(約 Pd)であるが、圧力よりも温度がシール部の破損の主要因になっているものと判断し、温度のみに着目している。</p> <p style="text-align: center;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違① ・機器搬入口のシール材であるシリコンゴムに対して実施した試験結果を基に記載した。 ・同様の理由を【設備の相違①】とする。</p> <p>記載表現の相違 設備の相違①</p>

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE11-9 r.8.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係る
シビアアクシデント解析コードについて

令和5年12月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（目次比較）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">付録3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EUSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 SAFER</p> <p>第2部 CHASTE</p> <p>第3部 REDY</p> <p>第4部 SCAT</p> <p>第5部 MAAP</p> <p>第6部 APEX</p> <p>参考資料1 TRACT</p> <p>参考資料2 JASMINE</p> <p>参考資料3 LS-DYNA</p>	<p style="text-align: center;">付録3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EUSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 M-RELAP5 コード</p> <p>第2部 SPARKLE-2 コード</p> <p>第3部 MAAP コード</p> <p>第4部 GOTHIC コード</p> <p>第5部 COCO コード</p> <p>参考資料1 JASMINE コード</p> <p>参考資料2 LS-DYNA コード</p>	<p>※付録3 解析コードに関する資料について目次を比較</p> <p>※女川相当の資料を新規作成（比較表「許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について」参照）</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・BWR と PWR では使用するコードが異なる</p> <p>※MAAP コードの比較は比較表「第3部 MAAP コード」参照</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>本有効性評価解析に適用する解析コードとして、SAFER/CHASTE、REDY/SCAT、APEX/SCAT(RIA用)を選定しているが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>泊3号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOを選定しているが、このうちCOCOについては従来国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p>記載表現の相違 設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と女川では重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードが異なる ・泊では設計基準事象の安全解析と兼用する解析コードはCOCOのみである ・女川では格納容器内圧解析にREDYが適用されていることから泊との比較は表2-1で行う。 <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では設計基準事象の安全解析と兼用している解析コードが複数あるため、表が複数掲載している。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	相違理由
表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)			
	従来許認可解析 (BWR5原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA時注水機能喪失)	
原子炉圧力			
原子炉水位シミュラード内水位			
燃料被覆管温度			
熱伝達係数			
【以降、表1については省略】			
			解析コードの相違 ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表1に対応するものはない。

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)		記載内容の相違 ・女川では格納容器応答の評価にREDYを適用するのに対し、泊ではCOCOを適用する(以降省略)。 ・女川ではREDYの兼用の例としてABWRの従来許認可解析と有効性評価を比較しているが、泊では泊固有の安全解析同士で比較できるため原子炉冷却材喪失と全交流動力電源喪失を挙げている(以降省略)。 ・女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するのに対し、泊では別コードにより評価した放出質量及びエネルギーを過渡条件としてCOCOによる格納容器内圧解析を実施することから、COCOの出力パラメータに限定した応答図を記載。記載方針の相違	
原子炉出力 (中性子束)	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止) 	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失) 	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失) 		重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
原子炉圧力			原子炉格納容器圧力 		
格納容器プール水温度	原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、原子炉格納容器側パラメータの変化はほとんどない。 		原子炉格納容器雰囲気温度 		
運転特性図					

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

商業機密に属するため公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/11）		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/10）		
	従来許認可解析 （A BWR主蒸気隔離弁の誤閉止）	重大事故等対策の有効性評価 （A BWR主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失）	従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）
事 象 進 展	原子炉出力(中性子束)：MS1V閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。	原子炉出力(中性子束)：MS1V閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高RPTによる炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクール度の増加により緩やかに上昇する。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク(約0.220MPa[gage])を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク(約0.241MPa[gage])が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。
	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下とRHRによる除熱により、格納容器圧力/プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及びRPTにより、高出力低流量に至る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度(約124℃)に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。 ※全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失	

記載内容の相違
 ・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。
 ・評価手法(解析コード)の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、事象進展には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げて説明している。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、事故時の格納容器応答に関連するパラメータを挙げて事象進展を説明している。

記載方針の相違

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由					
<table border="1" data-bbox="215 280 1032 456"> <tr> <td>原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒</td> <td>原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分</td> </tr> </table>	原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分	<p data-bbox="1151 204 1877 228">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（3/10）</p> <table border="1" data-bbox="1064 264 1912 695"> <tr> <td data-bbox="1064 264 1120 695">事 象 進 展 (続 き)</td> <td data-bbox="1120 264 1500 695"> 破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達 </td> <td data-bbox="1500 264 1912 695"> 事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定 </td> </tr> </table> <p data-bbox="1079 770 1850 794">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p data-bbox="1064 834 1505 866"> ：商業機密に属するため公開できません。</p>	事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定	<p data-bbox="1977 204 2112 228">記載内容の相違</p> <p data-bbox="1977 236 2112 403">・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。</p> <p data-bbox="1977 411 2112 571">・PWRとBWRで緩和設備が異なるため、表中の発生するイベント名称に相違がある。</p> <p data-bbox="1977 579 2112 1082">・女川ではREDYにより炉内流動から格納容器応答まで一貫解析することから、表中の発生イベントには炉内流動に関連する項目が挙げられているが、泊ではCOCOにより解析評価する格納容器応答に関連する発生イベントを記載している。</p> <p data-bbox="1977 1090 2112 1114">記載方針の相違</p>
原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分						
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定					

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉		相違理由	
			表1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4/10）		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により変化範囲及び適用範囲が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではEDY を用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、変化範囲及び適用範囲には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げている。一方、泊ではCOCO コードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器に関連するパラメータを挙げている。 記載方針の相違（以降省略）	
			従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）		
変化範囲	原子炉出力：初期値～0% 原子炉圧力：初期値～8.08MPa[gage] 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～約20秒	原子炉出力：0%～306% 原子炉圧力：初期値～約8.92MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約0.19MPa[gage] プール水温度：初期値～約113℃ 時間：0秒～約2400秒(40分)	変化範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～約0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒		原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約79℃ 時間：0～24時間
適用範囲	原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の1.2倍 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～制限なし	原子炉出力：同左 原子炉圧力：同左 格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：同左	適用範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし		原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により解析条件として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する解析条件を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する解析条件を挙げている。
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
解	初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。	事故事件 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	原子炉冷却材喪失	全交流動力電源喪失	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。		外部電源	無	同左	無
析	事故	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。	原子炉格納容器 内自由体積	63,500 m ³ (最小評価)	同左	無	差異はない。
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 MPa [gage]	有	条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内に放出される高温の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
条	炉心条件	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、8×8燃料、MOX燃料の混在炉心又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A型)、MOX燃料の単一炉心、又は9×9(A型)とMOX燃料の混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では原子炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な値を炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	初期温度	97℃	同左	無	差異はない。
	ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
件	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	代替再蒸発トリップ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
解	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
析	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MS 1 V閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	崩壊熱	一次遅れ特性	4群又は11群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
条	外部電源	健全	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	S R V仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力から開設定値までの差は同じであるため、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
件	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
表2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)											
解 析 条 件	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響					記載内容の相違 ・炉型、評価対象 事象の相違により 解析条件として 挙げる項目の 種類が異なる。 ・評価手法の相違 により、女川では REDIY を用いて炉 内流動から格納 容器応答まで一 貫解析するため、 解析条件には格 納容器に加え、炉 内流動に関連す る解析条件を挙 げている。一方、 泊では COCO コー ドは炉内流動は 取り扱わないこ とから、格納容器 応答に関連する 解析条件を挙げ ている。(本頁に 対応部分なし)	
		R C I C	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上R C I Cの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないためR C I C作動の影響を確認している。					
		高圧E C C S	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧E C C Sの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧E C C S作動の影響を確認している。					
		原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。					
	R H R	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																	
<p>【該当する表無し】</p>	<p style="text-align: center;">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7/10）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 20%;">従来許認可解析[※] (原子炉冷却材喪失)</th> <th style="width: 20%;">重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</th> <th style="width: 10%;">従来許認可との差異</th> <th style="width: 30%;">差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">解析モデル</td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td style="vertical-align: top;">修正田上の式/修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">有</td> <td style="vertical-align: top;">従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td style="vertical-align: top;">1次元熱伝導方程式</td> <td style="vertical-align: top;">同左</td> <td style="vertical-align: top;">無</td> <td style="vertical-align: top;">差異はない。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p>	項目	従来許認可解析 [※] (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。		ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。	<p>記載方針の相違</p> <p>・評価手法の相違により、女川では REDIY の解析モデルについて表中で特段言及していない。一方、泊では COCO コードの熱伝達モデルについて従来許認可解析と重大事故等の有効性評価の相違を説明している。</p>
項目	従来許認可解析 [※] (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響															
解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。														
	ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉		相違理由																																		
<p>表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（6/11）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析 （過渡解析）</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）</th> <th>従来許認可 との差異</th> <th>差異による影響</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">物理現象</td> <td>炉心（核） 核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果</td> <td>圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。</td> <td>同左</td> <td>有</td> <td>圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。</td> <td rowspan="3">【該当する表無し】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。</td> <td>崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。</td> <td>有</td> <td>崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。</td> <td>原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。</td> <td>有</td> <td>中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。</td> </tr> </tbody> </table>							項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響			物理現象	炉心（核） 核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果	圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左	有	圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	【該当する表無し】	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。										
項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響																																				
物理現象	炉心（核） 核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果	圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左	有	圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	【該当する表無し】																																		
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。																																			
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。																																			
<p>表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7/11）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析 （過渡解析）</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）</th> <th>従来許認可 との差異</th> <th>差異による影響</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">物理現象</td> <td>炉心（燃料） 燃料棒内温度変化</td> <td>原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。</td> <td>同左</td> <td>無</td> <td>従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。</td> <td rowspan="5">記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています（後段で掲載）。</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施（最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）</td> <td>同左 熱的評価については、SCATコードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>（SCATコードによる評価）</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>							項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響			物理現象	炉心（燃料） 燃料棒内温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています（後段で掲載）。	燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施（最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	無		沸騰遷移	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—	燃料被覆管酸化	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—	燃料被覆管変形	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—
項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響																																				
物理現象	炉心（燃料） 燃料棒内温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています（後段で掲載）。																																		
	燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施（最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。）	無																																				
	沸騰遷移	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—																																			
	燃料被覆管酸化	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—																																			
	燃料被覆管変形	（SCATコードによる評価）	（SCATコードによる評価）	—	—																																			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】				
	炉心・熱流動	沸騰・ボイド率変化 原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。					
	気液分離 (水位変化)・対向流 気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。					
	圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。					
	三次元効果	事象発生後長時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低炉心流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。					
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではR E D Y を用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではC O C O コードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。				
	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化 原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有	重大事故等対策の有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。					
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。					
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。					
	圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉		相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（10/11）					【該当する表無し】		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。
物理現象	原子炉圧力容器（逃がし安全弁を含む）	項目	従来許認可解析（過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価（原子炉停止機能喪失）	従来許認可との差異	差異による影響	
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	・ECCS系は考慮しない。 ・給水ポンプ子備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮。	・ECCS系を考慮。 ・子備機を含めた給水系を考慮。 ・同左	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ子備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。		
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。		
三次元効果	REDYコードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。			

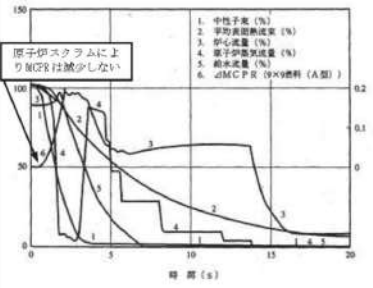
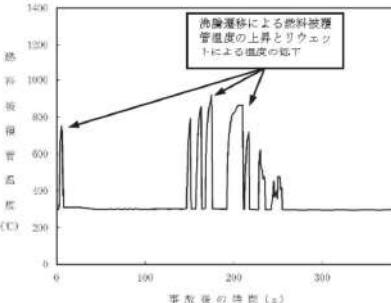
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由						
物理現象	表2-1 REEDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (L1/L1)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREEDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている。					
	原子炉格納容器	冷却材放出	考慮しない	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	1次系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端融断発生により、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する (SATAN-V1による評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。						
	格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	気液界面の熱伝達	破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレーに関しては、スプレー開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、蒸気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	有	従来許認可解析では格納容器スプレーの作動を想定することから、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレーの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。							
	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	無	差異はない。						
	気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動と同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	スプレー冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレー作動設定値に達すると格納容器スプレーが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレー水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度が低下する。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレーが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。							
表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)											
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	有	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	格納容器内循環ユニットは使用しない。	有	格納容器内循環ユニットは使用しない。		
原子炉格納容器	スプレー冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	有	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	有	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	有	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	有	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	

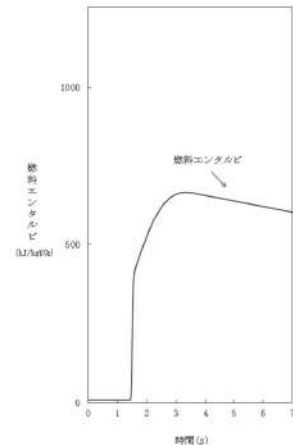
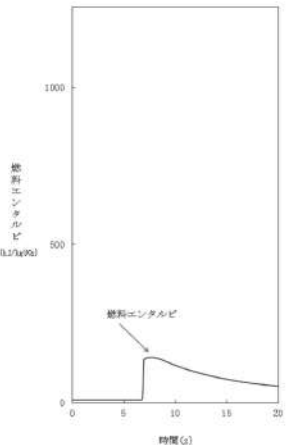
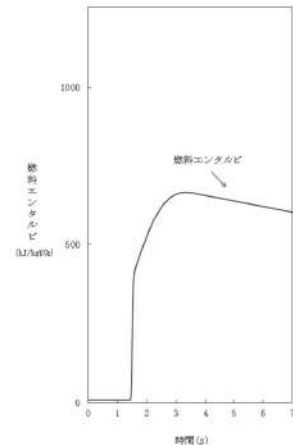
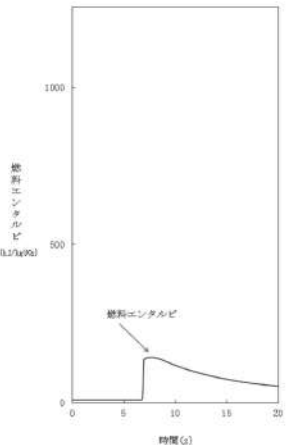
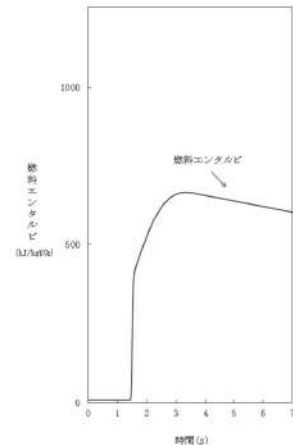
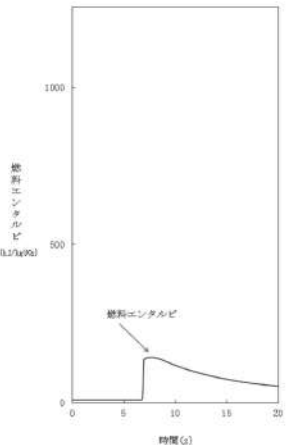
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)</p>		
<p>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</p> 	<p>重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)</p> <p>原子炉出力の上昇によりMCCRは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>	
<p>燃料被覆管温度 沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p>		<p>解析コードの相違 ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表2-2に対応するものはない。</p>
<p>【以降、表2-2については省略】</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1019 869"> <thead> <tr> <th data-bbox="168 279 616 343">従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)</th> <th data-bbox="616 279 1019 343">重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="168 343 616 869">  </td> <td data-bbox="616 343 1019 869">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料エンタルピー</p> <p>※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO₂であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～669kJ/kgUO₂）であるため</p> <p>【以降、表3については省略】</p>	従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)				<p>相違理由</p> <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している COCO のみを兼用している。COCO は女川の表 2-1 に対して比較するため、表3に対応するものはない。
従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)					
						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第5部 MAAP		第3部 MAAPコード		
目次		目次		
1.	はじめに	1.	はじめに	
2.	重要現象の特定	2.	重要現象の特定	※2. は想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる
2.1	事故シーケンスと評価指標	2.1	事故シーケンスと評価指標	
2.2	ランクの定義	2.2	ランクの定義	
2.3	物理現象に対するランク付け	2.3	物理現象に対するランク付け	
3.	解析モデルについて	3.	解析モデルについて	
3.1	コード概要	3.1	コード概要	
3.2	重要現象に対する解析モデル	3.2	重要現象に対する解析モデル	
3.3	解析モデル	3.3	解析モデル	
3.4	ノード分割	3.4	ノード分割	
3.5	入出力	3.5	入出力	
4.	妥当性確認	4.	妥当性確認	
4.1	妥当性確認方法	4.1	妥当性確認方法	
4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	
4.3	妥当性確認（感度解析）	4.3	妥当性確認（感度解析）	
4.4	実機解析への適用性	4.4	実機解析への適用性	
5.	有効性評価への適用性	5.	有効性評価への適用性	
5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	5.1	不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）	
5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	5.2	不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）	
6.	参考文献	6.	参考文献	
参考1	MAAPとNUREG-1465のソースタームについて	参考1	MAAPコードとNUREG-1465のソースタームの比較について	
別紙1	入力項目リスト	別紙1	解析コードにおける解析条件	記載表現の相違 ・タイトルは異なるが共に解析条件に関して記載
別添1	新知見への対応について	別添1	新知見への対応について	
別添2	実験知見を踏まえたMAAPコードの有効性評価への適用性について			記載内容の相違 ・BWR固有の実験知見に関する内容のため記載なし

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
別添3 審査会合における指摘事項の回答		記載内容の相違 ・PWRでは審査会合における指摘事項の回答を整理した資料はない

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、MAAP <u>MAAP4</u> コード^①について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な事故シーケンス並びにその事象推移、運転操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉がスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な事故シーケンス並びにその事象推移、運転員等操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCS再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」あるいは「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、大破断LOCAあるいは中破断LOCAが発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はECCSを用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから、原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによってECCS再循環不能となり、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却がある。原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で運転員等操作により起動し、その後の長期的な原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器先行破損を防止することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内部には格納容器再循環サンプル水が多量に溜まっており、炉心は長期的に冠水した状態にあるため、原子炉格納容器雰囲気は飽和状態で推移する。よって、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>なお、LOCA発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の原子炉格納容器内状態に影響を及ぼすことはない。</p>	<p>※想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系）起動失敗＋原子炉の減圧の失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉が高圧に維持され低圧注水系による原子炉注水が困難な状況下では、原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉代替減圧系（原子炉自動減圧インターロック）により原子炉を減圧し、原子炉の減圧後に非常用炉心冷却系（低圧注水系）により原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バンドリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系による除熱を行うことで、抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機等の機能喪失」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系が自動起動して水位は維持される。しかし、直流電源が枯渇すると長時間の注水が期待できないため、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源設備及び低圧代替注水系の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の減圧は、逃がし安全弁</p>	<p>(2) ECCS 再循環機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループは、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCSの注入には成功するが、ECCSの再循環に失敗する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」あるいは「大破断LOCA＋高圧再循環失敗＋低圧再循環失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスは、大破断LOCAが発生し、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、炉心ヒートアップが起きるが、ECCSが作動することにより炉心水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。しかし、その後ECCS再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は炉心損傷に至ることはない。しかし、蒸散により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環がある。低圧再循環の失敗を検知して、運転員等操作により原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環を行うことで、蒸散により失われる冷却材を補充することができ、長期にわたり炉心冷却を確保することができる。</p> <p>本事象の場合、炉心水位を維持し炉心損傷を防止することが評価目的であることから、評価指標は「燃料被覆管温度」である。</p> <p>LOCA発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の炉心冷却性に影響を及ぼすことはない。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>により手動操作にて実施する。減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱を行うことで抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋取水機能喪失」及び「給水流量の全喪失＋残留熱除去系の故障」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系等が自動起動して水位は維持されるが、外部電源の喪失を想定すると、取水機能喪失時には非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失により、長時間の注水継続は期待できないために、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。また、残留熱除去系故障時には非常用炉心冷却系等によって炉心の冷却は維持されるものの、原子炉格納容器からの除熱機能喪失によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度が限界圧力及び限界温度を超過する。</p> <p>取水機能喪失時に炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源により給電を開始し、低圧又は高圧代替注水系による原子炉への注水を開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、最終ヒートシンクへの代替熱移送系を用いた除熱によって抑制する。</p> <p>また、残留熱除去系故障時には、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度の上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。</p> <p>上記のとおり、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(5) LOCA時注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、LOCA発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「中小破断LOCA＋非常用炉心冷却系（高圧注水及び低圧注水系）起動失敗」が選定されてい</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、LOCA発生後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。しかし、非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動失敗により、原子炉水位が低下し、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系等による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系等による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、LOCA破断口から放出される冷却材及び逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(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）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及びジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力容器の破損により、熔融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による熔融炉心からの除熱が十分</p>	<p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(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）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気、及び、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、格納容器過圧破損に対して「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が、格納容器過温破損に対して「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」が、それぞれ選定されている。</p> <p>格納容器過圧破損の評価事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発し</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>でない場合には、熔融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート熔融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与する他、熔融炉心内部の金属と反応して水素ガス発生に寄与する場合もある。これらの水蒸気、発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、やがて格納容器過圧・過温破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系等による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱がある。原子炉圧力容器内の熔融炉心の冷却を低圧代替注水系等によって行うが、熔融炉心の崩壊熱によって原子炉格納容器内に放出される蒸気により、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。格納容器スプレイを実施することによって、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制するが、外部水源からの総注水量が制限値に達した時点で、格納容器スプレイを停止する。その後、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は再び上昇するものの、格納容器圧力逃がし装置等による除熱により、格納容器破損を防止する。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>た後には、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、熔融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。これら水蒸気及び非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力は上昇を続け、やがて格納容器過圧破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張るとともに、原子炉格納容器内気相部の圧力上昇を抑制する。代替設備による格納容器スプレイで、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に十分な水が注水されたら、原子炉格納容器内の計器の水没等を防止する観点から、代替の格納容器スプレイは停止させる。その後、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で、運転員等操作により格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器気相部の冷却を開始する。これにより原子炉格納容器圧力の上昇を長期的に緩和することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>格納容器過温破損の評価事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出される。このため炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。</p> <p>炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。1次冷却材圧力が高压状態で原子炉容器破損に至るため、原子炉容器破損時には熔融炉心の分散放出が発生する。分散放出された熔融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、やがて原子炉下部キャビティの床に広く堆積する。原子炉下部キャビティの床には加圧器安全弁から逃がしたタンクを経由して放出された冷却材の一部が溜まっており、飛散してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発する。床に溜まっていた冷却材が蒸発すると、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。熔融炉心は床上に広く薄く堆積していることから、床コンクリートを侵食するより原子炉格納容器気相部を加熱する効果が大きくなり、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態で温度上昇を続けていく。原子炉格納容器ハッチ部あるいは貫通部の温度が耐熱温度を超えると漏えいが発生するため、格納容器過温破損に至る。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損し、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで低下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある溶融炉心自身の発熱や上方から流下してきた溶融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は溶融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって溶融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッダ貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力が高圧状態で原子炉圧力容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉圧力容器破損までに手動操作にて、原子炉を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制する。</p> <p>本事象の場合、原子炉の減圧により原子炉圧力が高い状態での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と格納容器下部のプール水が接触して一時的な圧力の急上昇が発生し、この時に発生するエネルギーにより構造物が破壊され格納容器破損に至る</p>	<p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉格納容器一般部の床に水を張る。原子炉格納容器内に溶融炉心の冷却に十分な水があれば格納容器過温破損は防止できる。ただし、原子炉格納容器内が過熱状態から飽和状態へ移行した後は、前述と同様の過圧破損対策を行う必要がある。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器内温度」である。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損し、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水等による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出され、炉心水位が徐々に低下し、いずれは炉心露出、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。1次冷却材圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、炉心損傷を検知して、運転員等操作で加圧器逃がし弁を開放することにより、1次冷却系を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制することができる。</p> <p>本事象の場合、高圧条件での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「1次冷却材圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水が接触して圧力スパイクが発生し、格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして「大破断 LOCA+ECCS</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事象である。水蒸気爆発については、これまでの知見により、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられるが、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性があることから、ここでは、圧力スパイクによる格納容器破損を取り扱う。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで低下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、圧力スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスの燃焼により格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管のジルコニウム-水反応によって多量の水素ガスが発生するとともに、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。発生した水素ガス及び酸素ガスは、原子炉内で発生する蒸気とともに、逃がし安全弁を通じてウェットウェルに流入し、サブプレッション・プール水中にとりこまれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスとともに空間部に蓄積し、一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入する。格納容器スプレイにより格納容器内で蒸気の凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。なお、水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上、かつ、酸素濃度 5 vol%以上が指標とされている。</p>	<p>注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッ드의炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素の燃焼により格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして「大破断LOCA+ECCS注入失敗」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管にてジルコニウム-水反応によって、多量の水素が発生するとともに、反応熱によりさらに燃料棒が過熱される。これにより炉心損傷の初期に大量の水素が原子炉格納容器内へ放出される。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉</p>	<p>※炉型の違いによって水素発生量の想定が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、格納容器内雰囲気を窒素置換することによる不活性化及び格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出によって、水素燃焼の発生を抑制する。</p> <p>本事象の場合、格納容器内において水素爆轟が発生しないことを確認することが目的であり、BWRでは、格納容器内雰囲気が窒素封入により不活性化されており、また炉心損傷後はジルコニウム-水反応に伴い多量の水素ガスが発生するため、水素燃焼の発生に対しては酸素濃度の上昇が律速となる。そのため、「酸素濃度」を評価指標として選定する。なお、水素濃度の上昇に伴い格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、酸素濃度を保守的に評価する観点で、水素濃度については実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド指定の全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する想定ではなく、MAAPの評価値を用いる。</p> <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、格納容器下部床へ落下した熔融炉心によりコンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位は急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプール</p>	<p>容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後は、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの熔融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、熔融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。PWRは大型格納容器を採用しているため、火炎伝ば速度が亜音速の燃焼であれば、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を超えないと評価されており、格納容器破損に至ることは無いと評価されている。一方、火炎伝ば速度が音速を超えて衝撃波が発生する水素爆轟が発生した場合、衝撃波により原子炉格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性を排除できない。水素爆轟が発生する水素濃度としてはドライ状態で13vol%が一つの指標とされている。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器内に設置される水素処理設備による水素処理を行う。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが目的であることから、評価指標は「水素濃度」である。</p> <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、熔融炉心が原子炉下部キャビティ床へ落下した熔融炉心によりコンクリート侵食が継続し、ベースマットの熔融貫通により格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プール</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉压力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉压力容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉压力容器の破損により、熔融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉压力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による熔融炉心からの除熱が十分でない場合には、熔融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート熔融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。熔融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続すると、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉压力容器の下部から熔融炉心が流れ出す時点で、格納容器下部において熔融炉心の冷却に寄与する十分な水量及び水位を確保し、かつ、熔融炉心の落下後に崩壊熱を十分に上回る原子炉注水及び格納容器下部注水系による注水を行うことによって、熔融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</p>	<p>が拡大するが、クラストが破損する等保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッ드의炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後には、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。熔融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると格納容器破損に至り、放射性物質が地中あるいは地下水に放出されることとなる。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張り、熔融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等に対して抽出されたものであり、具体的な事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>	<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち MAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ又は格納容器破損モードに対して抽出されたものであり、具体的な事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>																															
表 2.2-1 ランクの定義	表 2.2-1 ランクの定義																															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い	H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。	M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取扱い	H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する	M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	
ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い																														
H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。																														
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
ランク	ランクの定義	本資料での取扱い																														
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する																														
M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転操作への影響に応じて表2.3-1及び表2.3-2のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、核分裂出力は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、核分裂出力は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(2) 出力分布変化 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、出力分布変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、出力分布変化は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち MAAP コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表2.3-1のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>2.3.1 炉心 (核) 関連</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても早期に原子炉はトリップし、原子炉出力は早期に崩壊熱レベルまで低下し、その後の炉心での熱発生源としては崩壊熱が支配的となる。核分裂反応による発生熱の積算値は小さく、短期的な応答への影響に限られ、中長期的には影響を与えない。</p> <p>炉心損傷防止の「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合、 ランクは「L」である。「ECCS再循環機能喪失」の場合、 ランクは「I」である。 格納容器破損防止の場合、 ランクは「I」である。</p> <p style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) 三次元効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シナリオでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、核熱水力不安定事象は発生しない。したがって、核的な三次元効果は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(7) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料棒内温度変化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては重要度が高いと考えられる。</p>	<p>2.3.2 炉心 (燃料) 関連</p> <p>(1) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シナリオにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、ECCS再循環移行後の挙動である。なお、事故直後の激しい挙動変化については設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。「燃料棒内温度変化」については、事故直後の激しい挙動が安定した後の現象について考慮する。</p> <p>「燃料棒内温度変化」は、 _____ _____ _____よって、炉心損傷防止に係る事故シナリオグループ（「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」）ではランクは「L」である。</p> <p>一方、格納容器破損防止の場合、 _____ _____ _____ _____ _____ _____ランクは「H」である。</p> <p style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 5px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料被覆管酸化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。</p> <p>(11) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <p>燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による発熱や水素ガスの発生、燃料被覆管の破損によるペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したF Pの原子炉圧力容器内への放出を考慮する必要があり、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、燃料被覆管の変形により炉心冷却性への影響が考えられるものの、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(3) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シーケンスにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、ECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。「燃料被覆管酸化」については、炉心露出し、燃料棒温度が過熱する場合において考慮する必要がある。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、 [] 評価指標に対する影響は小さく、ランクは「L」である。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、 [] [] [] ランクは「M」である。</p> <p>一方、格納容器破損防止の観点では、 [] [] ランクは「H」である。</p> <p>(4) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シーケンスにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスではECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。「燃料被覆管変形」については、炉心露出し燃料棒温度が過熱する場合において考慮する必要がある。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、 [] ランクは「I」である。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、 [] [] [] [] [] 燃料被覆管変形の影響は小さく、ランクは「L」である。</p> <p>一方、格納容器破損防止の観点では、 [] 燃料被覆管変形の影響は大きく、ランクは「H」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁を用いた原子炉の急速減圧あるいはLOCA発生後の冷却材流出による原子炉減圧があり、減圧沸騰による各部の蒸気発生とボイド率変化によって二相水位が変化する。また、原子炉への注水によって蒸気が凝縮する。しかしながら、炉心以外の領域の沸騰、凝縮及びボイド率変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(4) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [1次冷却系]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シーケンスにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、ECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。「沸騰・凝縮・ボイド率変化」については、1次冷却系では気液分離した状態を考慮すればよい。炉心損傷防止の場合、 _____ _____ よって、ランクは「L」である。</p> <p>一方、格納容器破損防止で評価事故シーケンスとして大破断LOCAを想定する場合は、 _____ _____ ランクは「L」である。全交流動力電源喪失を想定する場合には、 _____ _____ _____ ランクは「L」である。</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(21) 気液分離・対向流 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出する。しかしながら、炉心以外の領域の気液分離・対向流は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(5) 気液分離・対向流 [1次冷却系]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する事故シーケンスグループである「ECCS再循環機能喪失」及び「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、ECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。「気液分離・対向流」については、ECCS再循環停止後、1次冷却系が既に気液分離した状態を考慮することになる。各重要事故シーケンスでは、1次冷却系の保有水量が少なくなる過程で、ボイド率がある程度以上高まると気液分離する。このフェーズでは、蒸気発生器2次側との伝熱挙動が1次冷却系内挙動に影響する。蒸気発生器でのリフレックス冷却については、1次冷却系高圧シナリオにおいて、蒸気発生器で凝縮が起きるケースでは炉心水位に影響する。「ECCS再循環機能喪失」は [REDACTED]</p> <p>[REDACTED]</p> <p>[REDACTED]</p> <p>[REDACTED] よって、「ECCS再循環機能喪失」では、 [REDACTED] ランクは「H」である。「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対しては、 [REDACTED] ランクは「L」である。</p> <p>一方、格納容器破損防止で、評価事故シーケンスとして大破断LOCAを想定する場合は、 [REDACTED]</p> <p>[REDACTED] ランクは「L」である。全交流動力電源喪失を想定する場合には、 [REDACTED]</p> <p>[REDACTED] ランクは「L」である。</p>	

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(24) 構造材との熱伝達 [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷以前において、原子炉圧力容器等の構造材の保有熱は、原子炉冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与えるものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的である。したがって、構造材との熱伝達は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達は、物理現象「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」において考慮する。</p> <p>(25) ECCS注水（給水系・代替注水設備含む） [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損及び水素燃焼において評価する具体的な事故シナリオでは、非常用炉心冷却系（ECCS）及び代替注水設備を使用して炉心の冷却を行う。原子炉圧力容器への注水は、原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与え、格納容器圧力変化に影響を及ぼすため、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止における水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、注水による水蒸気や水素ガスの発生量への影響が考えられ、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量については、注水された水が原子炉圧力容器破損口から流れ出ることによる熔融炉心の冷却が考えられるため、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の格納容器破損モードにおける事故シナリオにおいては、ECCS（給水系・代替注水設備含む）の作動は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) 構造材との熱伝達 [1次冷却系]</p> <p>炉心損傷防止の場合、 構造材との熱伝達は影響が小さく、ランクは「L」である。 格納容器破損防止の場合、炉心露出後に炉心で発生した過熱蒸気から1次冷却材配管等への熱伝達が発生する。特に、1次冷却材圧力が高圧状態で炉心損傷が進展する事故シナリオにおいては、 よって、1次冷却材圧力が高圧状態で炉心損傷が進展する「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「格納容器過温破損」においては影響が大きく、ランクは「H」である。その他の1次冷却材圧力が低圧状態で炉心損傷が進展する事故シナリオでは、 ランクは「L」である。</p> <p>(9) ECCS強制注入 [1次冷却系]</p> <p>炉心損傷防止の「ECCS再循環機能喪失」では、 ランクは「H」である。「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、 ランクは「L」である。 格納容器破損防止の場合、想定する評価事故シナリオにおいて、ECCSの作動は考慮しておらず、ランクは「I」である。</p> <p>(10) ECCS蓄圧タンク注入 [1次冷却系]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シナリオにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、炉心損傷防止に係る重要事故シナリオではECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。 影響は小さく、ランクは「L」である。 一方、格納容器破損防止の「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「格納容器過温破損」の場合（全交流動力電源喪失を想定する場合）、 蓄圧注入流量の変動は小さい。よって、ランクは「M」である。その他の格納容器破損モードに対しては、 ランクは「L」である。</p> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(28) 冷却材放出 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁やLOCA破断口からの冷却材放出によって、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を及ぼすものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的であり、冷却材放出は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 水位変化 [加圧器]</p> <p>加圧器の「水位変化」は、水位が大きく上昇する場合に、加圧器逃がし弁あるいは加圧器安全弁から放出される冷却材のクオリティに影響し、1次冷却系保有水量に影響する。</p> <p>炉心損傷防止で重要事故シーケンスとしてLOCAを想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXX評価指標にほとんど影響を与えないことから、ランクは「L」である。ただし、「ECCS再循環機能喪失」の場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止で全交流動力電源喪失を想定する場合（「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合）、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「L」である。</p> <p>(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]</p> <p>「冷却材放出（臨界流・差圧流）」は、加圧器逃がし弁あるいは加圧器安全弁からの冷却材の放出量として、1次冷却材圧力の挙動や1次冷却系の保有水量の減少に影響する。</p> <p>重要事故シーケンス又は評価事故シーケンスとしてLOCAを想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「I」である。格納容器破損防止で評価事故シーケンスとして全交流動力電源喪失を想定する場合は、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「H」である。</p> <p>2.3.6 蒸気発生器関連</p> <p>(1) 1次側・2次側の熱伝達 [蒸気発生器]</p> <p>炉心損傷防止の場合、MAAPコードを適用する重要事故シーケンスにおいては、事故直後の激しい挙動変化が安定した後の長期的な挙動に着目している。すなわち、炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスではECCS再循環移行後の挙動である。事故直後の激しい挙動変化については、設計基準から逸脱しないプラント条件を想定しており、炉心健全性は確認されている。</p> <p>「1次側・2次側の熱伝達」については、1次側が蒸気の状態を考慮すればよい。この場合、1次側・2次側の熱伝達は小さく、事象進展に与える影響は小さい。よって、ランクは「L」である。</p> <p>格納容器破損防止で大破断LOCAを想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXX1次側・2次側の熱伝達は小さく、ランクは「L」である。全交流動力電源喪失を想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「H」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔蒸気発生器〕</p> <p>蒸気発生器における「冷却材放出（臨界流・差圧流）」は、蒸気発生器2次側の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁あるいは安全弁が開放される場合に、1次冷却系の除熱に影響する。</p> <p>炉心損傷防止の場合、重要事故シーケンスとしてLOCAを想定しており、2次冷却系からの冷却材放出はないことから、ランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止で評価事故シーケンスとしてLOCAを想定する場合も、同様に2次冷却系からの冷却材放出はないことから、ランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止で全交流動力電源喪失を想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「M」である。</p> <p>(3) 2次側水位変化・ドライアウト〔蒸気発生器〕</p> <p>蒸気発生器の「2次側水位変化・ドライアウト」は、1次冷却系の冷却に影響する。</p> <p>重要事故シーケンス又は評価事故シーケンスとしてLOCAを想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXX評価指標に対してほとんど影響しないことから、ランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止で評価事故シーケンスとして全交流動力電源喪失を想定する場合、XXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「H」である。</p> <p>(4) 2次側給水（主給水・補助給水）〔蒸気発生器〕</p> <p>「2次側給水（主給水・補助給水）」については、原子炉トリップに伴い早期に主給水が隔離されることから、補助給水による1次冷却系の冷却効果を考慮すればよい。</p> <p>炉心損傷防止の場合、重要事故シーケンスとしてLOCAを想定しており、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXよって、ランクは「L」である。</p> <p>格納容器破損防止で評価事故シーケンスとしてLOCAを想定する場合も同様に、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXXXXXXXランクは「L」である。評価事故シーケンスとして全交流動力電源喪失を想定する場合、XXXXXXXXXX</p> <p>XXXXランクは「I」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(30) サプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、残留熱除去系等を用いて原子炉格納容器からの除熱が可能であり、サプレッション・プール冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧・低圧注水機能喪失及びL O C A時注水機能喪失の事故シーケンスにおいては、サプレッション・プールの冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、サプレッション・プールの冷却によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(31) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、ウェットウェルにおける気液界面の熱伝達によって、気相部の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与える。したがって、気液界面の熱伝達は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 区画間・区画内の流動（液体） [原子炉格納容器]</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」では、炉心損傷防止の場合、本物理現象は抽出されないが、格納容器破損防止の評価事故シーケンスで使用する多区画モデルを適用する場合、本物理現象の考慮が必要である。</p> <p>炉心損傷防止の場合、 「区画間・区画内の流動（液体）」の影響は小さい。よって、ランクは「L」である。</p> <p>格納容器破損防止のうち 「熔融炉心・コンクリート相互作用」及び「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の場合、ランクは「M」である。</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合、 ランクは「L」である。</p> <p>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「水素燃焼」については、 ランクは「L」である。</p> <p>(3) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <p>原子炉格納容器での「気液界面の熱伝達」による相変化（蒸発・凝縮）は、スプレイ水によるものと、原子炉格納容器床面の液相の水面によるものと大別でき、前者については、(5)で整理することから、ここでは後者について述べる。</p> <p>原子炉格納容器床の液相部と気相部の界面の熱伝達は、 ランクは「L」である。</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱は、その熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。したがって、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と構造材間の熱伝達は、物理現象「熔融炉心とコンクリートの伝熱」において考慮する。</p> <p>(33) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器スプレイにて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能である。したがって、スプレイ冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、スプレイ冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、スプレイの作動によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する重要度は高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(4) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <p>原子炉格納容器内での構造材との熱伝達は、原子炉格納容器圧力上昇の観点から、ヒートシンクによる除熱効果に影響し、原子炉格納容器圧力上昇に与える影響が大きい。よって、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して、ランクは「H」である。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、[]ランクは「L」である。「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「熔融炉心・コンクリート相互作用」及び「水素燃焼」では、それぞれの評価指標に対する影響は小さく、「L」である。</p> <p>(5) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>「スプレイ冷却」は、原子炉格納容器気相部の凝縮による減圧効果と原子炉下部キャビティへの注水機能として、事象進展に影響を与える。</p> <p>炉心損傷防止の観点では、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合は不作為を仮定するため、ランクは「I」である。「ECCS再循環機能喪失」では、[]</p> <p>[]ランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止の場合、「格納容器過圧・過温破損」では、[]</p> <p>[]</p> <p>[]よって、ランクは「H」である。</p> <p>「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、[]</p> <p>[]</p> <p>[]</p> <p>ランクは「M」である。</p> <p>「水素燃焼」では、[]</p> <p>[]ランクは「M」である。</p> <p>「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧熔融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力への影響は小さいため、ランクは「L」である。</p> <div data-bbox="1406 1390 1960 1433" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心損傷後、放射線水分解、ジルコニウム-水反応等によって水素ガス及び酸素ガスが発生し、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性があり、格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。ただし、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、炉心損傷に至ることはないため、影響はない。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(35) 格納容器ベント [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器圧力逃がし装置にて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能であり、格納容器ベントは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントは考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、格納容器ベントによって、原子炉格納容器内の雰囲気組成が変化するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>炉心損傷防止の観点では、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合、炉心損傷防止対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器気相部の冷却を期待することから、ランクは「H」である。「ECCS再循環機能喪失」では、本機能に期待しないことから、ランクは「I」である。</p> <p>格納容器破損防止の観点では、「格納容器過圧・過温破損」の場合、格納容器破損防止策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を用いた原子炉格納容器気相部の冷却を期待することから、ランクは「H」である。その他の格納容器破損モードに対しては、評価目的に照らしてランクは「L」である。</p> <p>(7) 放射線水分解等による水素発生</p> <p>放射線水分解、金属腐食及びヒドラジン分解による水素発生は、原子炉格納容器内水素濃度を評価する「水素燃焼」に影響する。しかし、評価指標に影響は小さく、ランクは「L」である。</p> <p>その他事象については影響しないので、ランクは「I」である。</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(36) リロケーション [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。炉心のリロケーションは、熔融炉心の冷却性、原子炉圧力容器の破損挙動等、炉心熔融後の事象進展に与える影響が大きい。リロケーションの過程における、炉心の流路閉塞挙動によって、水素ガスの発生量への影響が考えられ、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が高いと考えられる。さらに、水素濃度の上昇に伴って原子炉格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が高いと考えられる。また、リロケーションは熔融炉心の下部プレナムへの移行挙動に関係し、原子炉圧力容器の破損タイミングにおいて熔融炉心の持つ崩壊熱や格納容器下部へ落下する熔融炉心の量への影響が考えられるため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。</p> <p>なお、本物理現象以降の物理現象については、炉心損傷後の物理現象であり、炉心損傷以前の現象を扱う炉心損傷防止における評価指標に対する影響はない。</p> <p>(37) 原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化) [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムへ移行する際に、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。急速な水蒸気の発生によって発生する圧力スパイクは、原子炉圧力容器破損のタイミングにおける原子炉圧力に影響を与える可能性がある。したがって、原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化)は、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>2.3.8 原子炉容器(炉心損傷後)関連</p> <p>炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスでは、炉心損傷に至らないことから、ランクは「I」である。</p> <p>以下、格納容器破損防止について述べる。</p> <p>(1) リロケーション</p> <p>「リロケーション」は、燃料及び燃料被覆管の熔融並びに再配置(リロケーション)等の一連の炉心熔融進展であり、いずれの格納容器破損モードにおいても、 ランクは「H」である。</p> <p>(2) 原子炉容器内 FCI (熔融炉心細粒化)</p> <p>下部プレナムでの「熔融炉心細粒化」は、熔融炉心と冷却材の相互作用に伴う水蒸気発生、すなわち、1次冷却材圧力の上昇(圧力スパイク)に影響する。この現象は「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、 ランクは「M」である。</p> <p>その他事象に対しては、結果への影響は小さいので、ランクは「L」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(41) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心のリロケーションによって下部プレナムに熔融炉心が堆積し、原子炉圧力容器へ熱的負荷を与える。したがって、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、原子炉圧力容器壁を介した格納容器雰囲気への伝熱の影響が考えられ、重要度が中程度であると考えられる。また、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合には、熔融炉心と冷却材との熱伝達による水蒸気発生によって原子炉圧力が上昇するため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が高いと考えられる。熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、格納容器下部への注水開始の判断基準を原子炉圧力容器下鏡温度とした場合に、運転操作に対する影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力に対する直接的な影響はなく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(42) 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器は、下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。原子炉圧力容器破損の破損時期と破損形態（破損口の口径）は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内での熔融炉心の挙動に影響を与える。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、原子炉圧力容器の破損時期における核分裂生成物の移行挙動への影響や、放出された熔融炉心の反応による非凝縮性ガスの発生による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、原子炉圧力容器破損までに低減することが目的であり、重要度が高いと考えられる。格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、原子炉圧力容器の破損形態による熔融炉心落下時の冷却による蒸気の発生挙動や熔融炉心の拡がり挙動への影響、破損時期による放出された熔融炉心の崩壊熱による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(4) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <p>「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」としては、下部プレナムに堆積した熔融炉心と構造材の熱伝達、熔融炉心と冷却材の熱伝達がある。前者は、次項の原子炉容器の破損において貫通部（計装配管の溶接部）の加熱及び原子炉容器のクリーブ破損に影響し、後者は注水された冷却材による熔融炉心の冷却として、熔融プールの上面のみならず、原子炉容器とクラストの間の冷却材を介した原子炉容器の加熱にも影響する。いずれも、原子炉容器破損タイミングへの影響が大きい。「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合、高圧熔融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、原子炉容器破損時点において当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力への影響は大きいため、ランクは「H」である。</p> <p>その他の事象に対しては、直接的な影響ではないため、ランクは「M」である。</p> <p>(5) 原子炉容器破損、熔融</p> <p>有効性評価における原子炉容器の破損は、原子炉容器のクリーブ破損と貫通部（計装配管の溶接部）の破損を考慮している。前者は、熔融炉心からの加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至るものであり、後者は熔融炉心により溶接部の機械的強度が低下することで限界せん断応力が低下し破損に至る、あるいは、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に生じる歪みにより溶接部も歪み破損に至るものである。</p> <p>いずれの格納容器破損モードにおいても、原子炉容器の破損時期や破損口径（熔融炉心落下量）は評価結果に影響する。</p> <p>「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合、高圧熔融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、原子炉容器の破損時期において当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力への影響は大きいため、ランクは「H」である。</p> <p>その他の事象に対しては、XXXXXXXXXXランクは「H」である。</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(43) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応によって水素ガスが発生し、水蒸気とともに原子炉格納容器内に移動した後、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性がある。したがって、放射線水分解等による水素ガス及び酸素ガス発生は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(44) 原子炉圧力容器内FP挙動 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管の破損や炉心の溶融によって、核分裂生成物（FP）が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、炉心あるいは溶融炉心に残存したFPは、溶融炉心の移動に伴って輸送される。気相中に浮遊するエアロゾル状のFPは、原子炉圧力容器壁面や内部構造物等の構造材表面へ付着し、崩壊熱によって構造材の温度上昇に寄与する。原子炉圧力容器の外表面が非常に高温となった場合には、自然対流及び輻射熱伝達により格納容器内温度に影響を与える可能性があるが、原子炉圧力容器からの輻射は保温材を介していることから影響は小さく、自然対流による影響が支配的となる。FPの移行挙動による影響として、FPによる水の放射線分解に伴う水素ガス及び酸素ガス発生、溶融炉心の持つ崩壊熱を始めとした各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響が考えられる。したがって、原子炉圧力容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、水素燃焼の評価指標である酸素濃度及び溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 1次系内FP挙動</p> <p>燃料破損に伴って発生するFPは、1次冷却系内の液相や気相の流動に伴って、輸送される。また、1次冷却系構造材表面への沈着や再蒸発が、原子炉格納容器へのFP放出量に影響する。そして、原子炉格納容器内FP量は放射線レベルとなって現れ、炉心損傷の検知タイミングに影響する。</p> <p>よって、間接的にすべての評価事故シーケンスの評価結果に影響するものであり、ランクは「M」である。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(45) 原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気気直接加熱の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(46) 格納容器雰囲気気直接加熱〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気気直接加熱の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p>	<p>2.3.9 原子炉格納容器（炉心損傷後）関連 炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスでは、炉心溶融に至らないことから、ランクは「I」である。以下、格納容器破損防止についてのみ述べる。</p> <p>(1) 原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出 「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」は、原子炉容器が高圧で破損し、溶融物が原子炉下部キャビティを経て原子炉格納容器上部へ放出される現象である。「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱」の場合、高圧溶融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としていることから、それが達成できれば、高圧溶融炉心放出及びそれに伴い引き起こされる格納容器雰囲気気直接加熱は発生しない。その他の格納容器破損モードに対しても、高圧溶融炉心放出現象は解析対象としていないため、ランクは「I」である。</p> <p>(2) 格納容器雰囲気気直接加熱 「格納容器雰囲気気直接加熱」は、高圧溶融物放出に引き続き発生し、細粒化された溶融炉心が、水素生成及び水素燃焼を伴いながら、格納容器雰囲気気を直接加熱し、原子炉格納容器の圧力上昇が生じる現象であるが、格納容器破損防止の「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱」の場合、高圧溶融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としていることから、それが達成できれば、高圧溶融炉心放出及びそれに伴い引き起こされる格納容器雰囲気気直接加熱は発生しない。その他の格納容器破損モードに対しても、高圧溶融炉心放出現象は解析対象としていないため、ランクは「I」である。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(48) 内部構造物の熔融、破損 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に熔融炉心が落下し、格納容器下部区画内に存在する制御棒駆動装置等の構造物を熔融、破損させる可能性がある。しかしながら、熔融炉心の落下時に熔融炉心との接触によって熔融、破損する構造物は限定的であり、影響は小さく、内部構造物の熔融、破損は熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(49) 原子炉圧力容器外 F C I (熔融炉心細粒化) [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に水プールが存在する場合、落下する熔融炉心が水プールに接触する際の液-液混合に伴って、熔融炉心が細粒化して水中に分散し、分散した粒子状デブリからの熱伝達によって急速な水蒸気発生が起これ、圧力スパイクが発生する可能性がある。したがって、原子炉圧力容器外 F C I (熔融炉心細粒化) は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器下部における熔融炉心から水への熱伝達及び熔融炉心の形態は格納容器下部における熔融炉心の冷却性に影響を与える可能性があり、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(3) 原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)</p> <p>原子炉下部キャビティでの「熔融炉心細粒化」は、熔融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧力スパイクに影響し、また、原子炉下部キャビティ床面に堆積する熔融炉心の冷却に影響する。</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合は、[REDACTED] ランクは「M」である。</p> <p>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合、高圧溶融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を 2.0MPa [gage] 以下まで低下させる観点での評価を主体としており、当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力に影響しないため、ランクは「I」である。</p> <p>「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の場合、[REDACTED] ランクは「H」である。</p> <p>「水素燃焼」の場合は、[REDACTED] ランクは「M」である。</p> <p>「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、[REDACTED] ランクは「H」である。</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(51) 格納容器直接接触 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、原子炉格納容器バウンダリは、熔融炉心と直接接触することがない構造となっており、格納容器直接接触は、格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(52) 熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱は、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用に対する評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(53) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心とコンクリートの伝熱は、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 熔融炉心と原子炉下部キャピティ水の伝熱</p> <p>「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合、 [] ランクは「H」である。 「水素燃焼」では、 [] ランクは「H」である。 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、 [] [] ランクは「M」である。 「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対しては、評価目的に照らしてランクは「L」である。 「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対しては、高圧熔融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力に影響しないため、ランクは「I」である。</p> <p>(7) 熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>「熔融炉心とコンクリートの伝熱」は、 [] 「熔融炉心・コンクリート相互作用」及び「水素燃焼」の場合、ランクは「H」である。また、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、 [] [] ランクは「M」である。 「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対しては、評価目的に照らしてランクは「L」である。 「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対しては、高圧熔融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力に影響しないため、ランクは「I」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(54) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した溶融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート溶融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、コンクリートの分解及び非凝縮性ガスの発生は、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(55) 溶融炉心の再臨界 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材も溶融炉心内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。したがって、溶融炉心の再臨界は格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(56) 原子炉格納容器内FP挙動 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管破損や炉心溶融が発生すると、核分裂生成物(FP)が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、LOCA破断口や逃がし安全弁を経由して原子炉格納容器内に移動し、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響する。したがって、原子炉格納容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が中程度であると考えられる。また、ウェットウェルに放出された一部のFPによる水の放射線分解に伴って水素ガス及び酸素ガスが発生し、ウェットウェル空間部の非凝縮性ガスの濃度分布に影響を与えるため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が中程度であると考えられる。溶融炉心・コンクリート相互作用における評価指標であるコンクリート侵食量については、溶融炉心の持つ崩壊熱に影響があるものの、評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」は、溶融炉心により加熱された際のコンクリート分解による発生熱及び非凝縮性ガス発生であり、「溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「水素燃焼」の場合、ランクは「H」である。「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の場合は、ランクは「M」である。</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対しては、評価目的に照らしてランクは「L」である。</p> <p>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対しては、高圧溶融物放出を防止する目的で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで低下させる観点での評価を主体としており、当該物理現象は評価指標である1次冷却材圧力に影響しないため、ランクは「I」である。</p> <p>(9) 原子炉格納容器内FP挙動</p> <p>ランクは「M」である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (1/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止				
		高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	LOCA時注水機 能喪失
評価指標		原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度
炉心	(1) 核分裂出力	L	L	L	L	L
	(2) 出力分布変化	L	L	L	L	L
	(3) 反応度フィードバック効果	L	L	L	L	L
	(4) 制御棒反応度効果	L	L	L	L	L
	(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H
	(6) 三次元効果	I	I	I	I	I
	(7) 燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L
	(8) 燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L
	(9) 沸騰遷移	L	L	L	L	L
	(10) 燃料被覆管酸化	L	L	L	L	L
	(11) 燃料被覆管変形	L	L	L	L	L
	(12) 三次元効果	L	L	L	L	L
	(13) 沸騰・ポイド率変化	L	L	L	L	L
	(14) 気液分離 (水位変化)・対向流	L	L	L	L	L
	(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L
	(16) 圧力損失	L	L	L	L	L
	(17) 三次元効果	L	L	L	L	L

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (1/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止					格納容器破損防止		
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉格納燃料被覆管温度	格納容器過圧・過温破損	格納容器溶融燃料-水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	格納容器溶融燃料-水素燃焼	格納容器溶融燃料-水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
評価指標		原子炉格納容器圧力	原子炉格納燃料被覆管温度	原子炉格納容器圧力・温度	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	溶融炉心・コンクリート相互作用
炉心	核分裂出力	L	L	L	L	L	L	L
	反応度掃選効果	L	L	L	L	L	L	L
	制御棒効果	L	L	L	L	L	L	L
	崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H
	燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L
	燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L	L	L
	燃料被覆管酸化	L	M	L	L	L	L	L
	燃料被覆管変形	I	L	L	L	L	L	L
	沸騰・ポイド率変化	L	H	L	L	L	L	L
	気液分離 (炉心水位)・対向流	L	L	L	L	L	L	L
	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L
	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L
	核分裂出力	L	L	L	L	L	L	L
	反応度掃選効果	L	L	L	L	L	L	L
	制御棒効果	L	L	L	L	L	L	L
	崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H
	燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L
燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	
燃料被覆管酸化	L	M	L	L	L	L	L	
燃料被覆管変形	I	L	L	L	L	L	L	
沸騰・ポイド率変化	L	H	L	L	L	L	L	
気液分離 (炉心水位)・対向流	L	L	L	L	L	L	L	
気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	
圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (2/3)

分類	物理現象	評価指標	炉心損傷防止				
			高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	LOCA時注水機 能喪失
(逃がし安全系含む) 原子炉圧力容器	(18) 冷却材流量変化		L	L	L	L	L
	(19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)		L	L	L	L	L
	(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化		L	L	L	L	L
	(21) 気液分離・対向流		L	L	L	L	L
	(22) 気液熱非平衡		I	I	I	I	I
	(23) 圧力損失		L	L	L	L	L
	(24) 構造材との熱伝達		L	L	L	L	L
(25) ECCS注水 (給水系・付帯注水設備含む)		M	M	M	M	M	
(26) ほう酸水の拡散		I	I	I	I	I	
(27) 三次元効果		L	L	L	L	L	

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (2/4)

分類・物理現象	評価事象・評価指標	炉心損傷防止					格納容器破損防止		
		原子炉格納ECCS再循環 容器の除熱機能喪失	原子炉格納燃料被覆管 温度	格納容器過高圧・過温破損	高圧溶融物溶融燃料一 格納冷却材相互 容器雰囲気 直接加熱	格納容器破損防止	溶融炉心・コ ンクリー 相互作用	水素燃焼	水素濃度
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	I	I	L	L	L	L	L	L
	冷却材流量変化 (自然循環時)	L	I	L	L	L	L	L	L
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	L	L	L	L	L	L	L
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	L	L	L
	気液分離・対向流	L	H	L	L	L	L	L	L
	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L
	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達	L	L	H(注)/L(注)	L	L	L	L	L
	ECCS強制注入	L	H	I	I	I	I	I	I
	ECCS蓄圧タンク注入	L	L	M(注)/L(注)	M	L	L	L	L
加圧器	気液熱非平衡	I	I	L(注)/I(注)	L	I	I	I	I
	水位変化	L	I	L	L	L	L	L	L
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	I	H(注)/I(注)	H	I	I	I	I

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (3/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止				LOCA時注水機能喪失
		高圧・低圧注水機 能喪失 原子炉格納容器圧 力及び温度	高圧注水・減圧機 能喪失 原子炉格納容器圧 力及び温度	全交流動力電源喪失 原子炉格納容器圧 力及び温度	崩壊熱除去機能喪失 原子炉格納容器圧 力及び温度	
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L	L	L
	(29) 格納容器各領域間の流動	H	H	H	H	H
	(30) サプレッション・プール冷却	I	H	H	H	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	M	M	M	M
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	M	M	M	M
	(33) スプレイ冷却	H	I	H	H	H
	(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	I	I	I	I	I
	(35) 格納容器ベント	H	I	H	H	H

泊発電所3号炉

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (3/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止				格納容器破損防止				溶解炉心・コネクタリー相互作用
	原子炉格納容器機能喪失	原子炉格納ECCS再循環除熱機能喪失	原子炉格納ECCS再循環容器の機能喪失	原子炉格納ECCS再循環容器の機能喪失	格納容器過高圧・過温破損	高圧溶解物溶融燃料放出/容器雰囲気作用	格納容器破損燃料-水素燃焼	格納容器破損燃料-水素燃焼	
1次側・2次側の熱伝達	L	L	L	L	H _(E) /L _(E)	H	L	L	L
蒸気発生器	I	I	I	I	M _(E) /I _(E)	M	I	I	I
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	I	I	I	H _(E) /I _(E)	H	I	I	I
2次側水位変化・ドライアウト	L	L	L	L	I _(E) /L _(E)	I	L	L	L
2次側給水 (主給水・補助給水)	L	L	L	L	I _(E) /L _(E)	I	L	L	L
区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	L※	I	I	I	H	L	H	I	I
区画間・区画内の流動 (液体)	L※	L※	L	L	L	L	M	L	M
気液界面の熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	L	L
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H	L	L	L	H	L	L	L	L
スプレイ冷却	I	I	I	I	H	L	M	M	M
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流高沸	H	I	I	I	H	L	L	L	L
放射線水分解等による水素発生	I	I	I	I	I	I	I	L	I
水素濃度変化	I	I	I	I	M	L	L	H	M
水素処理	I	I	I	I	I	I	I	I	I

※ 多区画モデルを採用する場合のランク。

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）（1/5）

		女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由	
分類	物理現象	格納容器破損防止				格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	
		格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物射出/格納容器蒸気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用						溶融燃料-冷却材相互作用
炉心	核	(1) 核分裂出力	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(2) 出力分布変化	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(3) 反応度フィードバック効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
	燃料	(4) 制御棒反応度効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(6) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(7) 燃料棒内温度変化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
	熱流動	(8) 燃料棒表面熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(9) 沸騰遷移	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(10) 燃料被覆管酸化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(11) 燃料被覆管変形	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(12) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(13) 沸騰・ポイド率変化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(14) 気液分離（水位変化）・対向流	H	H	H	H	H	H	H	H	H
	(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(17) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I

※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止） (2/5)

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由		
分類	物理現象	評価指標	格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している
			格納容器破損防止	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	
(選示し安全非含む) 原子炉圧力容器	(18)	冷却材流量変化	L	L	L	L	L	L	L	L
	(19)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	L	L	M	L	L	L	L	L
	(20)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	L	L	L
	(21)	気液分離・対向流	L	L	L	L	L	L	L	L
	(22)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L
	(23)	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L
	(24)	構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	L
	(25)	ECCS注水（能率系・代注水設備含む）	M	M	I	I	I	I	M	H
	(26)	ほう酸水の拡散	I	I	I	I	I	I	I	I
(27)	三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

		女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランキング（格納容器破損防止）（3/5）				
分類	評価事象	格納容器破損防止		
	物理現象	格納容器過圧・過温破損 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力	溶融燃料-冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L
	(29) 格納容器各種域間の流動	H	L	H
	(30) サプレッション・プール冷却	H	I	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	L	L
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	L	L
	(33) スプレイ冷却	H	I	I
	(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	M	L	L
(35) 格納容器ベント	H	I	I	
		水素燃焼 酸素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量	
※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）（4/5）

		女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
分類	物理現象	格納容器破損防止					格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	相違理由
		格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力							
原子炉圧力容器 （炉心損傷後） （逃がし安全弁なし）	(36) リロケーション	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している
	(37) 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心凝結化）	L	L	M	M	L	L	L	L	L	L	L	
	(38) 原子炉圧力容器内FCI（ゾリ炉心熱伝達）	L	L	M	M	L	L	L	L	L	L	L	
	(39) 溶融炉心の再臨界	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
	(40) 構造材との熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
	(41) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	M	M	H	H	L	L	L	L	L	L	L	
	(42) 原子炉圧力容器破損	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
	(43) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスの発生	M	M	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
	(44) 原子炉圧力容器内F/P挙動	M	M	I	I	I	I	I	I	I	I	I	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

		女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由		
分類 原子炉心 格納容器 格納容器後	評価事象 物理現象 評価指標	格納容器破損防止 格納容器過圧・過温破損 原子炉格納容器圧力及び温度 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力 溶融燃料-冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量				
		(45)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-
		(46)	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-
		(47)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	L	I	I
		(48)	内部構造物の溶融、破損	I	L	L
		(49)	原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心捕知)	M	H	H
		(50)	原子炉圧力容器外FCI(ダブル炉心捕知)	M	H	H
		(51)	格納容器直接接触	I	I	I
		(52)	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	M	I	H
		(53)	溶融炉心とコンクリートの伝熱	M	I	H
		(54)	コグナート分解及び非凝縮性ガス発生	M	I	M
		(55)	溶融炉心の再臨界	I	I	I
		(56)	原子炉格納容器内FPP挙動	M	I	M
「-」：現象の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮していないため、ランクの分類の対象としない。						
				※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAP (Modular Accident Analysis Program) コードは、米国産業界が実施したIDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) プログラムにおいて、1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske & Associates, LLC.) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国EPR I (Electric Power Research Institute) に移管され、EPR Iを中心としたMUG (MAAP User's Group) のもとで保守及び改良が進められている。MAAPコードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、PRAやシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心熔融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起回事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>また、MAAPのBWRプラント用解析モデルは、原子炉型式及び格納容器型式の違いを考慮してプラントタイプごとに適用可能なように開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づいて設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPの熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているが、系内の質量・エネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価に対し、適用性を有する。</p> <p>なお、事故シーケンスの解析においては、熔融炉心とコンクリートの相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象等、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。</p>	<p>3. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAP コードは、シビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータコードであり、1980年代に初版が完成し、以降改良を重ねられてきた。当初は米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program, 産業界における損傷炉心規制プログラム) の中で開発され、プログラムが終了した現在では、EPR Iに所有権が移管されている。</p> <p>MAAP コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心熔融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起回事象から安定した状態、あるいは過圧や過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。また、MAAPコードのPWRプラント用解析モデルは、ウェスチングハウス型、CE型、三菱型等のPWRプラントに適用可能なよう、開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づき設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPコードの熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。</p> <p>なお、事故シーケンスの解析においては、熔融炉心・コンクリート相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象には、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が、必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。</p>	<p>※炉型、事故シーケンス差等により、2章において抽出された物理現象及びそれらのランキングに相違があるため、解析モデルに差が生じる。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
3.2 重要現象に対する解析モデル		3.2 重要現象に対する解析モデル		
2章において、重要現象に分類された物理現象（表2.3-1及び表2.3-2における各事故シナエクスグループ等に対して、1つでも「H」又は「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表3.2-1に示す。		2章において、重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表3.2-1に示す。		
表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		
分類	重要現象	重要現象	解析モデル	
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) 核分裂生成物 (F P) 挙動モデル (F P の移動に伴う崩壊熱分配モデル) (3.3.7(3))	
	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	
燃料棒表面熱伝達		溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))		
炉心 (熱流動)	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))		
	燃料被覆管変形	原子炉圧力容器モデル (破断流モデル) (3.3.3(3))		
原子炉圧力容器 (處がし安全を含む)	沸騰・ポイド率変化	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))		
	気液分離 (臨界流・差圧流)	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))		
原子炉格納容器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))		
	E C C S注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))		
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))		
	サブレーション・プールの冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))		
原子炉格納容器	気液界面の熱伝達	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ) (3.3.5(2))		
原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))		
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))		
	格納容器ベント	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉圧力容器 (炉心損傷後) (逃がし安全弁含む)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション) (3.3.6(2))		
	原子炉圧力容器内FCI (溶融炉心細粒化)			
	原子炉圧力容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.6(3))		
	構造材との熱伝達			
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	下部ブレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル) (3.3.6(4))		
	原子炉圧力容器破損	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))		
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))		
	原子炉圧力容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル(3.3.7)		
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり			
	原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒化)			
	原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動) (3.3.6(5))		
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱			
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱			
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
	原子炉格納容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル(3.3.7)		
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水カモデル) (3.3.5(2))		
	区画間・区画内の流動 (液体)			
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (3.3.6(3))		
	スプレイ冷却	格納容器再循環ユニットモデル (3.3.6(5))		
原子炉容器 (炉心損傷後)	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (水素発生) (3.3.5(4))		
	水素濃度変化	溶融炉心挙動モデル (リロケーション) (3.3.7(2))		
	リロケーション			
	原子炉容器内FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))		
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル) (3.3.7(4))		
	下部ブレナムでの溶融炉心の熱伝達	FP 挙動モデル (3.3.8)		
	原子炉容器破損、溶融			
	1次系内FP挙動			
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(5))		
	原子炉容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)			
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり			
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱			
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱			
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
	原子炉格納容器内FP挙動	FP 挙動モデル (3.3.8)		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAPの炉心、原子炉压力容器、格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成されており、各ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量バランスは準定常として扱われ、代数方程式で表されるため、運動量に関する微分方程式はない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p> <p>質量とエネルギーの変化率は、各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランスより求められる。図 3.3-1 に概念図を示す。領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率(\dot{M}_j)_{<i>j</i>}は、</p> $(\dot{M}_j)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left(\begin{matrix} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{matrix} \right)_j \pm \left(\begin{matrix} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{matrix} \right)_j \quad (3.3.1-1)$ <p>により求める。ここで、質量変化率(W_{in})_{<i>j</i>}は物質<i>j</i>の対象領域<i>i</i>への流入量、(W_{out})_{<i>j</i>}は物質<i>j</i>の領域<i>i</i>からの流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率(\dot{U}_i)_{<i>i</i>}は、各物質の入出熱の合計であり、</p> $\begin{aligned} \dot{U}_i = & \sum_j ((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j) - \sum_j ((W_{out})_j \cdot (h_{out})_j) \pm \sum_j \left(\begin{matrix} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{matrix} \times \text{潜熱} \right)_j \\ & + \sum_j \left(\begin{matrix} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{matrix} \right)_j - \sum_j \left(\begin{matrix} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{matrix} \right)_j \pm \sum_j \left(\begin{matrix} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{matrix} \right)_j + \sum_j \left(\begin{matrix} \text{ヒータ出力} \\ \cdot \text{崩壊熱} \end{matrix} \right)_j \end{aligned} \quad (3.3.1-2)$	<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAP コードの炉心、1次冷却系、蒸気発生器、原子炉格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成しており、ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱っている。</p> <p>各ノード（領域）の質量及びエネルギーは、下図の概念で、物質ごとに計算される。</p> <p>領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率(\dot{M}_j)_{<i>j</i>}は、</p> $(\dot{M}_j)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left(\begin{matrix} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{matrix} \right)_j \pm \left(\begin{matrix} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{matrix} \right)_j$ <p>により求める。ここで、質量変化率、(W_{in})_{<i>j</i>}は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流入量、(W_{out})_{<i>j</i>}は領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率\dot{U}_iは、各物質の入出熱の合計であり、</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>により求める。$(h_m)_j$は対象領域<i>i</i>の上流側領域の物質<i>j</i>の比エンタルピ、$(h_i)_j$は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱等である。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着等の状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>領域間はジャンクションで結合されるが、ジャンクション<i>j</i>の流量W_jは運動量の定常のバランス式から評価される。</p> <p>MAAPコードは、事故直後の原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのブローダウン過程については、そのダイナミックな挙動の模擬には不確かさが大きいものの、冷却材流出を臨界流モデルで評価し、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内の質量・エネルギー保存則を適切に考慮しており、冷却材流出に伴う炉心ヒートアップや原子炉格納容器内熱水力挙動を模擬できる。また、冷却材の流出が減少し、原子炉格納容器内の流動が緩やかになり、崩壊熱による静的な加圧・加熱が支配的となった以降は、諸現象を適切にモデル化しているため、長期間の格納容器圧力・温度応答評価に適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。ノード分割の例を図3.3-2に示す。ノードごとに燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材の減少と回復、水素ガス発生、自然対流、燃料被覆管の変形・膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>入力条件としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックスの質量や形状、流体の流路として炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、原子炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</p>	<p>により求める。$(h_i)_j$は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱や上部プレナム内のスチールの酸化反応熱等である。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着等の状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>各ジャンクションの流量は、</p> $\sum_j K_j W_j W_j = \sum_i g \Delta z_i \rho_i$ <p>により求める。ここで、W_jはジャンクション流量、K_jは流路の抵抗係数、Δz_iはノード高さ、ρ_iはノード密度、gは重力加速度である。この式の左辺は1次冷却系全体の流動抵抗の合計で、右辺は密度差による駆動力の合計で、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量W_jを計算する。ここで、ジャンクションは、図3.3-3の隣接するノード同士を接続するものである。</p> <p>MAAPコードが適用される事故シーケンスにおいて流体慣性が重要となる事項としては、大破断LOCAにおける破断流量の計算、破断口の位置（低温側配管破断と高温側配管破断）の感度（言い換えると、炉心の逆流と流動の停滞）及びECCバイパス等が挙げられる。これらはLOCA直後のブローダウン期間中の炉心の流動（炉心の露出と炉心ヒートアップ）に影響する。このような短期間に発生する現象の模擬には不確かさが大きい。その後の炉心再冠水以降は、崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となることから、圧力損失及び静水頭のバランスが適切に考慮されることにより、その流動は十分に模擬でき、適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、ノードごとに燃料、燃料被覆管、制御棒、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材、冷却材の減少と回復、水素発生、自然対流、炉心あるいは炉心内部の輻射及び対流熱伝達、燃料被覆管の変形や膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>ノード分割は、図3.3-1に例示するとおりである。径方向及び高さ方向に、構造材としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒及び構造材の質量を入力条件として与え、流体の流路としては、炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ノードの分割数は、入力値により与え、例えば、径方向に [] 高さ方向に [] としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく、分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。なお、径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合はノードに含まれる燃料集合体数を考慮して設定し、解析の安定性のため、各分割要素の差があまり大きくならないように設定している。</p> <div data-bbox="313 544 1028 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>ノードの分割数は、入力値により与えることが可能であり、径方向に []、高さ方向に [] としている。これはMAAPコードの標準的な分割数である。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。なお、径方向の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。</p> <div data-bbox="1615 563 1919 630" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力値として与える。R-Z体系にノード分割された炉心に対して、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向・軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心内の物質が移動しても、移動した質量に応じて崩壊熱割合も移動するため炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>事象初期から原子炉スクラムに至るまでの期間、原子炉出力は初期出力を維持し、原子炉がスクラムすると出力は崩壊熱レベルまで低下するとしている。この出力変化の模擬については、MAAPが適用される事故シーケンスでは原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、又は早期に原子炉スクラムに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、コード内蔵のANSI/ANS5.1-1979^[1]モデルによって評価する。炉心溶融後に炉心領域から移動したFPと溶融炉心については表3.3-2に示す核種グループごとに崩壊熱の割合を与えることで、崩壊熱の移動量を評価する。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心に特有な熱水力モデルとして、炉心が露出する場合の挙動がある。</p> <p>炉心露出の判定は、(4)に示す炉心水位計算モデルにより行う。冠水領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への熱伝達と蒸気発生量を計算し、露出領域では、炉心がヒートアップすると、炉心域で気体の密度差が生じ、炉心と上部プレナム間で自然循環による流れが発生するため、この自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行う。なお、これら炉心の領域ごとに計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は炉心全体で合計され、3.3.1に示した質量とエネルギーの保存則の右辺ソース項に反映される。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素ガスが発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分を更に加熱する。この酸化反応計算には、1875KにおいてBaker-Justの相関式(3.3.2-1)、1850KにおいてCathcartの相関式(3.3.2-2)を用い、1850K<T<1875Kの間は内挿によって求める。</p>	<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力条件である。炉心は、R-Zの2次元でノード分割され、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向及び軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心質量が移動しても、質量の移動に応じて崩壊熱割合も移動するので炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>原子炉出力は、事象初期から原子炉トリップに至るまでの期間は、初期出力を維持するが、原子炉トリップが発生する場合には、出力は崩壊熱レベルまで低下する模擬としている。この模擬については、MAAPコードが適用される事故シーケンスにおいて、原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、あるいは、早期に原子炉トリップに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、時間に対するテーブルデータとして与える。また、炉心溶融後に炉心領域から外に輸送されたFPや溶融炉心については、表3.3-2に示す核種グループごとに崩壊熱の割合を与える。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心の熱水力応答は、3.3.1に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>熱水力のうち炉心特有なものに炉心が露出する場合の挙動がある。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行っている。露出した炉心がヒートアップすると炉心域で気体密度の差ができ、炉心と上部プレナム間で自然循環流れが発生する。</p> <p>炉心が露出する場合については、後述の炉心水位計算モデルにより燃料棒の露出と冠水の高さ位置を判定する。冠水した領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生を計算する。露出した領域では、上部プレナムとの自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。なお、これら炉心の各チャンネルのセルごとに計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は、炉心全体で合計した結果が3.3.1に示した基礎方程式における右辺のソース項となる。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素が発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分をさらに加熱する。損傷した炉心にダウンカムを通して急速に注水するような場合に、炉心部での逆環状流となり、流路の中心部には水があるが、蒸気膜が高温燃料棒を覆うため、炉心の浸水部分は水プールより高温になり酸化が促進される。この酸化反応計算にはBaker-Justの相関式（高温）、又はCathcart-Pawelの相関式（低温）を用いており、次の式で表される。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																													
$\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.9046 \times 10^5 / RT} \quad T > 1875K \quad (3.3.2-1)$ $\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.671 \times 10^5 / RT} \quad T \leq 1850K \quad (3.3.2-2)$ <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウムの密度、R[J/kg-mole・K]は気体定数である。この反応による物質変化と反応熱は、質量とエネルギーの保存則で考慮される。</p> <p>炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水・露出、炉心形状に応じて熱伝達の計算を行っており、炉心の損傷・溶融状態も含めると、以下のとおり整理される。</p>		$\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.654 \times 10^6}{RT}} \quad T \leq 1850K$ $\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.884 \times 10^6}{RT}} \quad T > 1875K$ <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウム密度、R[J/kg-mole/K]は気体定数である。燃料被覆管温度が1850Kから1875Kの間は内挿によって求める。</p> <p>以上、炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水及び露出、炉心形状に応じて熱伝達率の計算を行っており、炉心崩壊時も含めると、以下のとおり整理される。</p>																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃料自立状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">損傷・溶融状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>		炉心状態	伝熱面積		熱伝達	燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	<table border="1"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">健全形状炉心</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">崩壊炉心</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>		炉心状態	伝熱面積	熱伝達	健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流及び輻射熱伝達	崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時
炉心状態	伝熱面積	熱伝達																															
燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達																														
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																														
損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																														
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																														
炉心状態	伝熱面積	熱伝達																															
健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達																														
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達																														
崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																														
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達																														
<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>原子炉圧力容器内の水位及び二相水位の概要を図3.3-3に示す。</p> <p>ダウンカマ及び炉心内の二相水位は、炉心露出前には二相混合体積から求めるが、炉心露出後には炉心径方向ノード（以下「チャンネル」という。）ごとの出力分布に応じた二相水位をもつと仮定する。このとき、一つ前のタイムステップにおける炉心での蒸発量を径方向出力ピーキングに基づいて全チャンネルに振り分け、各チャンネルの二相水位を求める。</p> <p>まず、チャンネルJのガス流量$W_{st}(J)$を以下の式から求める。</p> $W_{st}(J) = F_A(J) (F_{PR}(J) W_{st,CORE} + W_{st,LP}) \quad (3.3.2-3)$ <p>ここで、$F_A(J)$はチャンネルJの面積割合、$F_{PR}(J)$はチャンネルJの径方向ピーキング、$W_{st,CORE}$は一つ前のタイムステップでの炉心領域の蒸発量、$W_{st,LP}$は一つ前のタイムステップにおける下部プレナム領域の蒸発量である。</p> <p>次に、チャンネルJの二相水位$x_{2\phi}(J)$（原子炉圧力容器底部からの水位）を以下の式で与える。</p>		<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>1次冷却系が気液分離した後の原子炉容器内の水位及び二相水位の概要を図3.3-2に示す。</p> <p>原子炉容器内はダウンカマ部と炉心部では同じ水頭になるように評価し、このときダウンカマ及び炉心の水位はそれぞれ領域の中で同じであると仮定する。炉心の冠水部では崩壊熱による水蒸気が発生し、炉心内では二相状態になり二相水位はダウンカマの水位より高くなる。</p> <p>ダウンカマの水位については、幾何形状に基づき水位を保有水体積との関係で与えておき、過渡時の保有水体積を計算することにより求める。</p>		※炉型の相違																													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$x_{2\phi}(J) = \left[M_{w,sub} v_{w,ps} + \frac{M_{w,sup} v_{w,sup}}{1 - \alpha(J)} \right] / A_f + (Z_{cpl} - Z_{bv}) \quad (3.3.2-4)$ <p>ここで、$M_{w,sub}$ はサブクール領域の水の全質量、$v_{w,ps}$ は炉心部の水の平均比容積、$M_{w,sup}$ は沸騰領域の水の全質量、$v_{w,sup}$ は沸騰領域の水の比容積、A_f はチャンネル内部全流路面積、Z_{cpl} は炉心支持板高さ、Z_{bv} はベッセル底部高さであり、平均ボイド率$\alpha(J)$ はドリフトフラックスモデルにより以下の式で評価する。</p> $\alpha(J) = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi} \quad (3.3.2-5)$ <p>ここで、C_0 は比例定数、φ は気相の見かけ流速とドリフト速度U_∞の比であり、U_∞ は以下の式によって評価する。</p> $U_\infty = 1.53 \left[\frac{\sigma g (\rho_l - \rho_g)}{\rho_l^2} \right]^{1/4} \quad (3.3.2-6)$ <p>ここで、σ は液相の表面張力、g は重力加速度、ρ_l は液相密度、ρ_g は気相密度である。</p>	<p>原子炉容器内の二相水位は、断面積の異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率と水の体積から計算される。平均ボイド率は水蒸気から計算される気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算される。平均ボイド率は水蒸気速度の関数として表され、</p> $\alpha = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi}$ <p>により計算される。αは平均ボイド率、C_0は集中定数、φはプール上端の表面ガス速度を下式により求められるチャーン流のドリフト速度U_∞で除したものであり、U_∞は</p> $U_\infty = 1.53 \left[\sigma g \frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l^2} \right]^{1/4}$ <p>により評価される。ここで、σは液相の表面張力、gは重力加速度、ρ_lは液相密度、ρ_gは気相密度である^[2]。</p> <p>上記のように原子炉容器内の二相水位は、流体の占める断面積及び体積が異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率及びそれぞれ水温の関数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。</p> <p><u>具体的な水位は、下部プレナムにある場合、下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、炉心内でサブクール領域の場合、炉心内で二相領域の場合、炉心よりも高い場合のそれぞれに対して計算される。</u></p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>水位z_wが下部プレナムにある場合、以下の式で計算される。</p> $V_w = \frac{\pi}{3} z_w^2 (3R_x - z_w)$ <p>ここで、V_wは水の体積、R_xは下部プレナムの半径である。</p> <p>水位z_wが下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{cyl} + \frac{M_{cr} v_{wcr}}{A_{lower} (1 - \alpha_{lp})}$ <p>ここで、z_{cyl}は原子炉容器胴部下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{lower}は炉心下端の流路面積、α_{lp}は下部プレナムの平均ボイド率である。</p> <p>水位z_wが炉心内でサブクール領域の場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{crl} + \frac{(M_{cr} - M_{lpl}) v_{wcr}}{A_{cr}}$ <p>ここで、z_{crl}は炉心下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{lpl}は下部プレナム上端よりも高く炉心下端よりも低い位置の水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積である。</p> <p>水位z_wが炉心内で二相領域の場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{crsub} + \frac{(M_{cr} - M_{sub}) v_{wcr}}{A_{cr} (1 - \alpha_{cr})}$ <p>ここで、z_{crsub}は炉心のサブクール領域の高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{sub}は炉心のサブクール領域の水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積、α_{cr}は炉心の平均ボイド率である。</p> <p>水位z_wが炉心よりも高い場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{cru} + \frac{(M_{cr} - M_{crl}) v_{wcr}}{A_{up} (1 - \alpha_{acr})}$ <p>ここで、z_{cru}は炉心上端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{crl}は炉心を冠水させる水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{up}は上部プレナムの流路面積、α_{acr}は炉心上部の平均ボイド率である。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.3 原子炉圧力容器モデル</p> <p>原子炉圧力容器モデルは原子炉圧力容器内をモデル化し、炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループから構成され、この領域における水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。図3.3-4にBWR5を例として原子炉圧力容器モデルの概要を示す。以下、原子炉圧力容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉圧力容器内は水と気体で占められており、水領域として、炉心領域、ダウンカマ、下部プレナム、CRDチューブの4つの領域を考慮する。有効燃料上端以上の上部プレナム及びスタンドパイプまでの領域にある水は炉心領域の水の一部とし、炉心領域ではサブクール領域と沸騰領域、炉心上部のスプレイ水の質量とエネルギーを分けて計算する。ジェットポンプを有するプラントの場合、ジェットポンプ及び再循環ループ内の水はダウンカマ領域の水の一部として扱う。ダウンカマ領域では、ジェットポンプの内側と外側のサブノードに分けて水の質量を扱い、再循環ループ内の水はジェットポンプの外側の水に含まれ、ダウンカマ領域の水位が再循環ポンプ吸込位置高さ以上になると再循環ループが最初に満たされる。</p> <p>残りの空間部は単一の気体領域として扱い、気体の全エネルギー及び各気体成分はこの中にあるものとする。気体の成分として、蒸気、水素、酸素、窒素、一酸化炭素、二酸化炭素を考慮し、二相領域内の蒸気も気体の一部とする。気体の体積、エネルギー及び質量に基づき原子炉圧力容器の圧力及び温度が計算され、水の圧力は気体の圧力と等しいとしている。</p> <p>気体領域は、図3.3-5に示すように、原子炉圧力容器内を炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループの8つのサブノードに分割している。各サブノードに対して、気体温度、水素質量割合、FPグループごとの質量を計算し、その他の非凝縮性ガスの質量分布や圧力は全サブノードで同一とするため、蒸気の質量割合はサブノードごとに一意に定まる。</p> <p>このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉圧力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットとなっており、各炉型に対して適用性を有する。</p>	<p>3.3.3 1次冷却系モデル</p> <p>1次冷却系モデルは、炉心、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、1次冷却材配管等を配置した1次冷却系ループにより構成される。水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、1次冷却系モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>1次冷却系モデルは、図3.3-3に示すように、原子炉容器、1次冷却系配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとにノード分割し、各ノードの形状等の特性は設計値に基づき与える。1次冷却系ループは、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。このノード分割は、コード内に設定されたプリセットであり、国内外の典型的なPWRプラントの1次冷却系を模擬したものである。</p> <p>有効性評価において、炉心損傷防止の観点では、LOCA事象を想定しており、初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。</p>	<p>※炉型の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉圧力容器の熱水力モデル</p> <p>原子炉圧力容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動に関しては、ジャンクション j の流量 W_j に対する次のバランス式で評価する。</p> $\sum_j K_j W_j W_j = \sum_i g \Delta z_i \rho_i \quad (3.3.3-1)$ <p>ここで、K_j は流路の抵抗係数、Δz_i はノード高さ、ρ_i はノード密度、g は重力加速度である。上式両辺の和は原子炉圧力容器内の閉ループに沿って和をとるものとし、左辺は流動抵抗の合計、右辺は密度差による駆動力の合計となり、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量 W_j を計算する。閉ループとして、i) 炉心→上部プレナム→スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ→下部ダウンカマ→下部プレナム、ii) スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ、iii) 下部ダウンカマ→再循環ループ→下部プレナムの3つの経路に対して考慮する。</p> <p>原子炉圧力容器では図 3.3-5 に示すヒートシンク（原子炉圧力容器、原子炉内構造物）がモデル化されており、原子炉圧力容器内においては、これらのヒートシンクと図中にヒートシンク表面番号で示したノード内の水、蒸気との熱伝達が計算される。また、水と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時、自然循環時を個別に取り扱っている。蒸気と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>再循環ポンプ流量は入力値として与え、その流量が再循環ポンプのトリップまで維持される。再循環ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコーストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。</p> <p>逃がし安全弁が開放される場合、逃がし安全弁から放出された冷却材は、サブプレッション・プールに導かれる。各弁の流量については、入力として与えた各弁の実効的な流路面積を元に計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。給水流量は、入力値を与えており、原子炉水位高等の信号による給水ポンプトリップを模擬している。</p>	<p>(2) 1次冷却系の熱水力モデル</p> <p>1次冷却系の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>1次冷却系では、ヒートシンク（原子炉容器、1次冷却系配管及び炉内構造物）と水、気体の間の熱伝達及び蒸気発生器での熱伝達が計算される。また、1次冷却系内の気相の自然循環や、蒸気発生器での伝熱がある場合にはリフラックス流れと呼ばれる、原子炉容器の上部プレナムから高温側配管を通り蒸気発生器までの間で発生する対向流自然循環、さらには加圧器のサージ管、弁の流れを模擬している。</p>	<p>※炉型の相違。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>冷却材の流動様式は、冷却材中のボイド分布に応じて計算される。1次冷却材ポンプ運転中は強制対流であり、冷却材中に一様にボイドが生じる仮定としている。1次冷却材ポンプが停止するとボイド率が低い場合には自然循環が発生する。1次冷却系全体平均のボイド率（グローバルボイド率）が高くなり、自然循環により液相を蒸気発生器伝熱管の頂部まで運ぶことができなくなると気液分離が発生する。なお、この時のボイド率は [] を根拠として、有効性評価では [] を与えている。</p> <p>なお、参考文献[3]では、Westinghouse タイプの原子炉は実験に基づく0.4～0.7であることが示されている。このボイド率は、1次冷却系の流動様式が切り替わるしきい値であり、1次冷却系の平均ボイド率が徐々に変化する場合に流動様式が切り替わる時期への影響が現れる。大破断LOCAの再冠水以降は気液分離状態であり、このボイド率の設定は影響しない。全交流動力電源喪失の場合には、蒸気発生器2次側がドライアウトして1次冷却系からの除熱が失われる時点から1次冷却系のボイド率が早期に上昇するため、ボイド率の設定による気液分離のタイミングに大きな差は生じないことから、事象進展への影響は小さい。</p> <p>気液分離後の液相の流動は水頭差により駆動される流れになる。すなわち、ダウンカマ側の液相水位と炉心側のドリフトフラックスモデルで計算された二相水位の水頭差により駆動された流れが流動抵抗を考慮して計算される。蒸気発生器出口側配管内の液相は流動せず熱収支に応じて蒸発を行う。気相は蒸気発生器におけるリフラックス冷却と発生水蒸気による流動が考慮される。</p> <p>水と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時や自然循環時を個別に取り扱っている。気体と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時（乱流域、層流域及びそれらの遷移域）に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>1次冷却材ポンプ流量は入力値として与え、その流量が1次冷却材ポンプのトリップまで維持される。1次冷却材ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコストダウン曲線に従って自然循環へと移行する。</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 破断流モデル</p> <p>原子炉圧力容器と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流又は臨界流にて計算する。</p> <p>差圧流の場合は、流動の式(3.3.3-1)に、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデル^[2]を採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献^[3]より、Henry-Fauske のモデルは</p>	<p>(3) 加圧器モデル</p> <p>加圧器は、加圧器本体、サージ管、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃がしタンクをモデル化しており、それらの質量及びエネルギー収支を計算している。モデル概念を図3.3-4に示す。</p> <p>物質移動としては、加圧器への流入は、1次冷却材の膨張に伴う高温側冷却材のサージ管からの流入、加圧器スプレイからの流入がある。加圧器からの流出としては、高温側配管へのサージ管からの流出、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流出（液相と気相それぞれについて考慮）がある。また、熱移動としては、加圧器ヒータによる入熱、加圧器内に輸送されたFPの崩壊熱による入熱、加圧器壁面への熱伝達がある。また、加圧器内部でのプロセスとして、流出サージ時に発生する加圧器内水のフラッシング及び気相の凝縮を考慮しており、それに伴う気相及び液相間の質量とエネルギー移動を計算している。</p> <p>なお、加圧器は、破断側ループに接続されており、非破断側ループに接続される場合に比べて、非破断側ループ高温側配管から上部プレナムに流れ込む流量が小さく、上部プレナム保有水量が少なくなり、炉心冷却が悪化する傾向となるが、大破断LOCAの場合は、加圧器が早期に空となり、短期的な影響に限定される。</p> <p>加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>加圧器逃がしタンクは、加圧器逃がし弁に接続する体積要素として模擬しており、加圧器逃がし弁が開放した際に、気相及び液相の流量及びそれに伴うエネルギーの授受を計算している。ここで、臨界流にはHenry-Fauske モデル^[4]を使用している。加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクが破損し、以降、冷却材が原子炉格納容器の下部区画に放出される。</p> <p>(4) 1次冷却系破損モデル</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ（加圧器サージ管、高温側配管、蒸気発生器伝熱管）の破損については、原子炉容器と同様にクリープ破損を模擬している（3.3.7(4)参照）。</p> <p>(5) 破断流モデル</p> <p>1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流、サブクール臨界流、二相臨界流及び気相臨界流を計算する。</p> <p>差圧流の場合は、3.3.1に示した流動の式に、1次冷却系と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデルを採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献^[5]より、Henry-Fauske のモデルは</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Marviken 試験装置^{[4], [5]}による実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p>3.3.4 格納容器モデル</p> <p>格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉格納容器のノード分割として、壁等で囲まれた領域を模擬したノード（区画）と吹き</p>	<p>Marviken の実験²に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p><u>※出典：NUREG/CR-2671 MXC-301</u></p> <p>3.3.4 蒸気発生器モデル</p> <p>蒸気発生器モデルは、図 3.3-5 に示すように、蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデルであり、蒸気発生器1次側と2次側との熱授受、蒸気発生器1次側から2次側への1次冷却材とFPの放出（伝熱管破断時）を考慮し、各ノードで質量及びエネルギーの保存則を計算している（基礎式は3.3.1参照）。</p> <p>蒸気発生器モデルは、1次冷却系モデルと同様に破断側ループと健全側ループに設けられるが、健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器1次側については、伝熱管1次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時はDittus-Boelter相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数を仮定する。また、伝熱管1次側が気液分離状態の場合は、伝熱管1次側水蒸気の2次側への伝熱に伴う凝縮、すなわちリフラックス冷却を模擬しており、ここで非凝縮性ガスは水蒸気の上方に分離される扱いとしている。蒸気発生器2次側は、液相が存在する領域では Jens-Lottes 相関式で熱伝達係数を求めている。伝熱部が露出した場合の気相部との熱伝達は、気体と1次冷却系ヒートシンクと同様の計算方法を用いる。</p> <p>蒸気発生器2次側の水位計算は、炉心水位と同様であり、幾何学形状と保有水量の関係から水位を計算する。</p> <p>主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの冷却材放出については、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については蒸気発生器2次側の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。また、蒸気発生器2次側が加圧される場合は、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁により原子炉格納容器内に蒸気が放出される。主給水流量は、入力値を与えており、原子炉トリップ等の信号による給水隔離を模擬している。補助給水は、蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御を行っており、最大流量は、設計値に基づき入力値として与える。</p> <p>3.3.5 原子炉格納容器モデル</p> <p>原子炉格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、原子炉格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを</p>	<p>※泊では女川[4,5]のサマリーであるNUREGを参照</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、原子炉圧力容器モデルのようなプリセットではなく、入力値によって分割数を与え、各区画に対しては自由体積、形状、高さ等を、各ジャンクションに対しては等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。</p> <p>ヒートシンクは、原子炉格納容器の壁面及び床、区画内部の金属機器等を模擬し、区画の境界に位置する壁面及び床については、ヒートシンクを介した両区画間での熱移動を考慮できる。</p> <p>原子炉格納容器のノードと同一のモデルを用いて原子炉建屋をモデル化することができ、格納容器壁面を介した原子炉格納容器内外の熱移動を考慮することができる。原子炉格納容器内雰囲気から格納容器本体並びにその周囲のコンクリート製生体遮蔽壁を介した原子炉建屋への放熱が評価されるモデルでは、生体遮蔽壁のコンクリートは熱伝導率が低いために内部の温度勾配が大きく、原子炉建屋への放熱量そのものが小さいことから、格納容器温度・圧力への影響は小さい。また、原子炉建屋をモデル化することにより、ISLOCAを想定した原子炉建屋内の区画の環境評価を行うことも可能である。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-6 に示す。同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノードとしてモデル化する。同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。標準的には、格納容器下部（下部ドライウエル、ペダスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウエルに分割される。</p> <p>3.3.3 に示した原子炉圧力容器のノード分割との関係では、原子炉圧力容器はドライウエル区画に存在し、図 3.3-5 に示したヒートシンクのうち、上部ヘッド、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部ヘッド、さらに、再循環ループを有するプラントの場合は再循環ループの外表面と格納容器間の熱伝達が考慮される。</p> <p>LOCA事象では、破断流はドライウエルに放出される。炉心熔融後に原子炉圧力容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは格納容器下部に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析する集中定数モデルである。原子炉格納容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。また、気相の流動に関しては、</p> $K W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1) \quad (3.3.4-1)$ <p>を用いる。ここで、Kはジャンクションの流動抵抗、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード内の気相密度、nは流動状態に依存した乗数であり、ZとLはそれぞれジャンクションの接続高さ位置とジャンクション長さである（図 3.3-7）。</p>	<p>組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、1次冷却系モデルのようなプリセットではなく、入力値によって、分割数を与え、各ノードについては設計値に基づき、有効体積、形状、高さ等を各ジャンクションについては、等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。また、各ノードでは、スプレイ、ファンクーラ等の機器も配置できる。ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を模擬するが、区画の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区画に配分するよう設定する。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空間ごとに分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッド室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。</p> <p>3.3.3 に示した1次冷却系のノード分割（図 3.3-3、図 3.3-4）との関係では、原子炉容器（頂部ヘッドを除く）は原子炉下部キャビティ区画に存在し、その他の1次冷却材配管等は下部区画に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区画、加圧器逃がしタンクはアニュラ区画に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区画に放出される。一方、炉心熔融後に原子炉容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは原子炉下部キャビティ区画に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析するランダムモデルである。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動の式に関しては、</p> $K_j W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1)$ <p>を用いている。ここで、K_jはジャンクションの抵抗係数、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード密度、Zはジャンクションの接続位置、Lはジャンクション長さである（<u>図 3.3-8</u>）。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>各ノードでは、区画間の気体・水の移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体と水との熱伝達、ヒートシンク（格納容器壁及び床、機器）の状態に基づき、質量とエネルギーの保存式を計算する。このとき、気液界面での水の蒸発と水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮及び原子炉格納容器内のヒートシンク表面での凝縮を模擬する。</p> <p>MAAPコードでは、原子炉格納容器破損や格納容器ベント等による、原子炉格納容器内から建屋や環境等への水・気体の放出流量も区画間と同様に計算される。</p> <p>LOCA（液相破断）の場合、破断口からドライウェルに放出された水は格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまってドライウェル内の圧力を上昇させる。このため、ドライウェル内の気体の大部分はサブプレッション・チェンパに押し出され、気体中の蒸気はサブプレッション・チェンパ内の水により凝縮される一方で、非凝縮性ガスはサブプレッション・チェンパの空間部に移行する。また、炉心溶融後に原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器下部に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、ドライウェルからサブプレッション・チェンパへと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールは、水位が開口部に到達すると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイによりドライウェルに注入された水は、ベント管を経由して、サブプレッション・プールに流入する。</p> <p>原子炉格納容器内には、1次元ヒートシンクモデルとランプドヒートシンクを配置できる。1次元ヒートシンクは、熱伝導率が小さく、内部の温度勾配が重要となるコンクリート壁等に適用し、片面又は両面において区画内の流体との熱伝達を行う。1次元ヒートシンクの分割は比較的溫度勾配の大きな表面近傍は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率が大きく、内部の温度分布が一様と仮定できる金属ヒートシンクに適用し、温度を1点で代表する。</p> <p>これらのヒートシンクの表面積及び材質の物性に加えて、高さ等の位置情報を与えることで、ヒートシンクの冠水/露出を判断する。冠水部分では水との対流熱伝達を考慮したモデルを、露出部分では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達を考慮したモデルを用いて熱伝達を評価する。</p>	<p>各ノードでは、区画間の気体、水、非凝縮ガスの移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体及び水との熱伝達、ヒートシンク（原子炉格納容器壁及び床、金属機器）に基づき、質量及びエネルギーバランスを計算する。その際、気液界面での水の蒸発及び水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮並びに原子炉格納容器内のヒートシンク表面の凝縮も模擬している。水プールと原子炉格納容器床及び壁、気体と原子炉格納容器内ヒートシンクの熱伝達係数は、1次冷却系と同様の計算方法を用いている。</p> <p>大破断LOCAの場合、破断口から下部区画に放出された水は原子炉格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまって上部区画へ流出し、残りの水は下部区画から圧力ヘッダ室区画を経て最終的には原子炉下部キャビティ区画に流出する（2及び3ループプラントの場合）。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、原子炉下部キャビティ区画に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、下部区画及びアニューラ区画を経て上部区画へと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環サンプ等の区画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。</p> <p>原子炉格納容器内は1次元ヒートシンクモデル及びランプドヒートシンクが用いられ、これらの表面では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達が、冠水部分では水との対流熱伝達が考慮される。1次元ヒートシンクは主にコンクリート壁へ適用し、片面あるいは両面が区画に接して熱交換を行う。1次元分割は温度勾配の大きい表面は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率の高い金属ヒートシンクに適用する。ランプドヒートシンクは、熱伝導率が高く内部温度が一様であると仮定できるとし温度を1点で代表する。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答に関しては、1次冷却系の破断等による、1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れも模擬しているが、特に大破断LOCAのように破断流が高流量かつ高エネルギーの場合には、運動量方程式を準静的に扱っているという、近似的な取り扱いのために、破断流の蒸気が一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇する傾向がある。事象進展中においても、同様の傾向が現れる可能性があるものの、それ以降のエネルギー放出は緩やかであり、顕著な影響とはならない。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 水素ガス発生</p> <p>原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の水素ガス発生源として、以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素ガス発生 (3.3.6(1)参照) ・ 溶融炉心によるコンクリート分解等に伴う水素ガス発生 (3.3.6(5)参照) <p>発生した水素ガスのノード間の移動は、原子炉圧力容器及び格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p>なお、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生は、コード内にモデルを備えていないため、有効性評価では崩壊熱を用いた評価としている。</p> <p>(4) 格納容器破損モデル</p> <p>格納容器内圧力と限界圧力あるいは格納容器温度と限界温度との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。</p>	<p>(3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル</p> <p>格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。MAAPコードでは、原子炉格納容器上部区画とアンユラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを計算する。概念を図3.3-9に示す。ここで、MAAPコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却によって発生する凝縮水は、アンユラ区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。</p> <p>(4) 水素発生</p> <p>原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素発生 (3.3.7(1)参照) ・ 溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生 (3.3.7(5)参照) <p>を模擬する。なお、以下については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮はしていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線水分解による水素発生 ・ 原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生 ・ 原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生 <p>発生した水素のノード間の移動は、1次冷却系及び原子炉格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p><u>なお、水の放射線分解による水素ガスの発生は、有効性評価では線源強度を用いた評価としている。</u></p> <p>(5) 原子炉格納容器破損モデル</p> <p>原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。また、溶融炉心によるコンクリートの侵食がある場合には、侵食深さを考慮して原子炉格納容器の破損を判定する。</p>	<p>※水の放射線分解について、女川は崩壊熱を線源強度に換算して水素発生量を評価しているのに対し、泊は各区画のFPによる線源強度から</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 安全系モデル</p> <p>(1) 非常用炉心冷却系 炉心注水系（高圧・低圧）、炉心スプレイ系（高圧・低圧）、原子炉隔離時冷却系等、原子炉の型式の特徴を考慮し、実プラントに即した各系統がモデル化されている。それぞれについて注入特性、作動設定圧、作動遅れ時間を入力値として与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算され、ダウンカマあるいは炉心領域へ注入する。 また、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却モード運転もモデル化されており、サブプレッション・プールから取水し、熱交換器を通じて冷却した後に、再びサブプレッション・プールへ戻される。</p> <p>(2) 格納容器スプレイ 格納容器スプレイモデルは、入力として、台数、作動遅れ時間、注入特性等を与え、格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p>	<p>3.3.6 安全系モデル 安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタ（イグナイタ））に関するモデルは考慮しない。</p> <p>(1) ECCS 高圧注入、低圧注入それぞれについて注入特性、作動設定圧、遅れ時間を入力値として与え、1次冷却材圧力に応じて注入流量が計算され、1次冷却系の低温側配管に流入する。</p> <p>(2) 蓄圧タンク 入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図3.3-10）。</p> <p>(3) 格納容器スプレイ 格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p> <p>(4) 燃料取替用水タンク 燃料取替用水タンクの入力としては、水の温度、質量、底部面積があり、これらを使用して初期状態を設定する。ECCS及び格納容器スプレイが作動した場合、燃料取替用水タンクの保有水が減少し、水位と水量の関係から水位計算を行う。</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。 入力としては、格納容器再循環ユニットの吸込及び吐出口の位置するノード、除熱特性、運転員等操作の起点及び遅れ時間を与える。</p>	<p>水素発生量を評価している また PWR は窒素置換していないため酸素濃度の評価はしていない</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 逃がし安全弁 逃がし安全弁については、入力として、それぞれの弁個数、流路面積、作動設定圧力を与える。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(4) 代替注水設備 上記に加え、原子炉圧力容器内への注水が可能な代替注水系がモデル化されており、入力として、注入特性等を与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算される。また、原子炉格納容器内の各区画ヘスプレイが可能な代替スプレイもモデル化されており、注入特性等を入力値として与える。</p> <p>3.3.6 溶融炉心の挙動モデル 溶融炉心の状態としてデブリベッド（粒子状堆積物）、溶融プール（液体状物質）、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心の挙動モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉格納容器下部での挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高压溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱は、その発生防止を評価するため、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ 炉心はR-Zの2次元モデルで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス等の構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。 炉心ヒートアップ・燃料の溶融の模式図を図3.3-8に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と原子炉圧力容器内の圧力差で膨れによる破損が開始する。露出し、過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応し、酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素ガスが発生する。この酸化反応熱により燃料棒は更に過熱される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcartの相関式（低温時）により評価される。ウォータロッド、チャンネルボックスにおけるジルコニウムの酸化反応も同様に評価される。</p>	<p>(6) 加圧器逃がし弁、安全弁 加圧器逃がし弁、安全弁については、入力としてそれぞれの弁個数、設計圧力及び流量、作動設定圧力を与える。弁の流路面積は、3.3.3(3)で述べたとおり、上記の設計圧力及び流量に整合するよう設定される。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(7) 主蒸気逃がし弁、安全弁 加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。</p> <p>(8) 補助給水 3.3.4参照。</p> <p>3.3.7 溶融炉心挙動モデル 溶融炉心の状態として粒子ベッド（粒子状堆積物）、溶融プール、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉下部キャビティでの挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高压溶融物放出（HPME）及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は、その防止が評価モデルであり、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ 炉心はR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図3.3-2に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。 <u>炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図を図3.3-11に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と1次冷却系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応を行い酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcart-Pawelの相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウム-水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることにより、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジル</u></p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。この溶け込み深さの変化率も取り扱っており、ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融し、リロケーションを開始する。この際、混合物の組成に応じて共晶、偏晶反応を考慮して融点が計算される。</p> <p>CORA 実験における共晶反応による溶融の知見を考慮して、制御棒の温度が1,500Kを超えた場合に制御棒中の B₄C の共晶反応が考慮される。まず、制御棒中の B₄C とステンレスの共晶反応が発生し、次に、この反応物とチャンネルボックスとの共晶反応が考慮される。チャンネルボックスは、Zr の融点到達、炉心ノードの流路閉塞及び制御棒の溶融物との反応によって破損が判定される。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>溶融炉心のリロケーションは軸方向及び径方向における質量及びエネルギーの移動を考慮している。質量の移動にはUO₂の他に炉内構成物 (Zr, ZrO₂, ステンレス等) が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応してエネルギーやFPの崩壊熱割合 (初期炉心出力分布から評価) も移動する。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動をもとに、リロケーション後の各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式を計算する。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動する。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動する。この際、チャンネルボックスが健全な場合には、溶融燃料の径方向のリロケーションが起こらないものとする。</p> <p>MAAPでは、炉心支持板から上部タイプレートまでを炉心領域としてモデル化し、炉心領域を軸方向及び径方向にユーザーがノード分割を行う (図 3.3-2 参照)。分割されたノードには、ユーザーが設定する軸方向及び径方向の出力分布にしたがった出力が設定される。これによって、各ノードにおける燃料のヒートアップ計算を行う。</p> <p>ヒートアップ計算においては、燃料の温度上昇や、ジルコニウム-水反応による発熱及び水素ガスの発生が計算される。燃料の温度上昇に伴い、燃料被覆管の破損やチャンネルボックス、制御棒等の構造物の損傷やこれらを含めた、炉心を構成する物質の溶融が計算され、炉心ノードは、空隙率と溶融度に応じて、以下に示すような6つのタイプに分類される。</p> <p>タイプ1：燃料が自立した状態 タイプ2：燃料が崩壊した状態 タイプ3：流路が減少した状態 タイプ4：流路が閉塞した状態 タイプ5：溶融プール状態 (タイプ0：空洞)</p>	<p>コニウム-水反応速度、すなわち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。</p> <p>ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融しリロケーションを開始する。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>炉心溶融物のリロケーションは軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮している。移動させる質量はUO₂の他に炉内の構成物 (Zr, ZrO₂, ステンレス等) が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応したエネルギーやFPの崩壊熱割合 (初期炉心出力分布から評価) も移動させる。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動によりリロケーション後も各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式が計算できる。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動させる。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動させる。</p> <p>リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-12 に示す。炉心ノードは空隙率と溶融度に応じて、以下に示すようなタイプに分類される。</p> <p><u>タイプ1：燃料が自立した状態</u> <u>タイプ2：燃料が崩壊した状態</u> <u>タイプ3：流路が減少した状態</u> <u>タイプ4：流路が閉塞した状態</u> <u>タイプ5：溶融プール状態</u> <u>(タイプ0：空洞)</u></p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料の冷却形状変化について示す。一般には、炉心が露出し始めると燃料がヒートアップし、各炉心ノードでは、温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上の全ての燃料は下方へ落下し、一部空洞状態（炉心を構成する物質がない状態：タイプ0）となる。また、炉心溶融進展に従い、冷却水の流路が減少し（タイプ1又は2 → タイプ3又は4）、やがて炉心ノード内の燃料のほぼ全量が溶融した場合、溶融プールを形成する（タイプ5）。</p> <p>・燃料の崩壊(タイプ1 → タイプ2) ヒートアップ開始から、各炉心ノードの状態（周辺ノードで崩壊発生なし、下部ノードが崩壊、隣接ノードが空洞、周辺全ノードが空洞）に応じて、燃料崩壊の有無の判定が行われる。MAAPのモデルではLarson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）により、各炉心ノードの累積損傷割合を計算する。累積損傷割合が1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</p> <p>・流路の減少・閉塞(タイプ1又は2 → タイプ3又は4) 流路の減少は、キャンドリングにより流下した溶融燃料及び崩壊により落下してくる固形物により、それを受け取るノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によってタイプ3（流路が減少した状態）かタイプ4（流路が閉塞した状態）が判定される。</p> <p>・溶融プール(タイプ5) 炉心ノード内が溶融プールを形成しているかどうかは、炉心ノード内の溶融度で判定される。炉心ノード内のほぼ全量が溶融した場合は、当該ノードは溶融プール(タイプ5)とみなす。</p> <p>TMI事故では、炉心溶融物が燃料被覆管表面に沿って流下し、炉心下部で閉塞領域が形成された後、溶融が径方向に進展して、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムに落下したと推定されている。タイプ3及び4はこうしたTMI事故の分析に基づいて炉心閉塞挙動を考慮するために導入された概念である。</p>	<p>炉心がヒートアップすると、各炉心ノードでは温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上のすべての燃料は下方へ落下し、タイプ0の状態となる。炉心溶融進展に従い、蒸気の流路が減少すると、タイプ3又は4の状態となり、炉心ノード内の燃料が溶融した場合、タイプ5の状態となる。</p> <p>タイプ1からタイプ2への遷移では、Larson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）によって、各炉心ノードの累積損傷割合を計算し、それが1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</p> <p>タイプ1又はタイプ2からタイプ3又はタイプ4への遷移では、流路の減少は、キャンドリングで流下した溶融燃料及び崩壊で落下する固形物によって、それを受け取る炉心ノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によって、タイプ3（流路が減少した状態）であるか、タイプ4（流路が閉塞した状態）であるかが判定される。</p> <p>タイプ5への遷移では、炉心ノード内の燃料が溶融した場合に当該タイプに判定される。以下に炉心ノードのタイプ間の遷移について整理する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、一つ若しくは複数の流路が閉塞した炉心ノード(タイプ4)が発生すると、</p> <p></p> <p></p> <p>この判定により、固体層が破損すると、その直下のノードに溶融物が落下する。その結果として、直下のノードが閉塞すれば、同様の判定が行われることになり、次第に溶融物が下方へと移動していく。</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。下部プレナムへ移行した溶融物は、下部プレナム内で堆積し、制御棒案内管等の構造物を溶融させる。構造物の大半が溶融すると、炉心を保持できなくなり、炉心領域の燃料が下部プレナムへ一気に移行する(炉心スランプ)。</p> <p>図3.3-9に炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化の例を示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div> <p>(3) 下部プレナムでの溶融炉心の挙動</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径(開口部の面積)、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、粒子状デブリが周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化(圧力ス</p>	<p>流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水が露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束(冠水部)によって伝熱しつつ冷却されて、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる(図3.3-12の③:タイプ3)。このとき燃料棒間の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再配分されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心損傷初期段階では、蒸気流れの再配分により、閉塞部(あるいはキャンドル状態)の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、MAAPコードの炉心は2次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。</p> <p>燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する(図3.3-12の②:タイプ2)。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる(図3.3-12の④あるいは⑤:タイプ4あるいは5)。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、さらに高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する(図3.3-12の④:タイプ4)。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム-水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。</p> <p>閉塞した状態(図3.3-12の④あるいは⑤:タイプ4あるいは5)から温度が上昇すると二相状態から完全溶融(図3.3-12の⑥:タイプ5)になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクリーブ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。</p> <p>(3) 下部プレナムでの溶融炉心挙動</p> <p>溶融炉心が下部炉心支持板に達し、下部炉心支持板上部のクラストが融解する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径(開口部の面積)、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、デブリ粒子が周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化(圧力ス</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>バイクが生じる（原子炉压力容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉格納容器下部と共通のモデルを使用しており、(5)a)において後述する。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素ガスが発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積状態については、初期にエントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積した後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI事故の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100μm程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉压力容器のクリープとともに大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップの大きさに応じた熱除去が生じ、クラストから原子炉压力容器壁への熱伝達が抑制される。MAAPでは、原子炉压力容器のクリープ変形量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の挙動モデルの概念を図3.3-10に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化したデブリベッドのそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水への除熱量はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した限界熱流束相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心周りのクラスト間への水の浸入によるギャップ冷却については、門出らの相関式により、クラスト外面及び原子炉压力容器壁からの熱除去を考慮している^[6]。</p> <p>(4) 原子炉压力容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉压力容器が破損し、原子炉格納容器下部への落下を開始する。その落下量は、破損口の口径、原子炉压力容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。原子炉压力容器の破損判定は、圧力、原子炉压力容器壁・溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPでは、原子炉压力容器の破損について、原子炉压力容器の貫通部（計装管又は制御棒駆動機構ハウジング溶接部）の破損、原子炉压力容器下部ヘッドのクリープ破損等、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPでは、原子炉压力容器の最初の破損後、原子炉压力容器内に残存した溶融炉心による2度目の破損も考</p>	<p>イクが生じる（原子炉容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉下部キャビティと共通のモデルを使用しており、後述する（(5)a）参照）。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素が発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。すなわち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI-2の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100μm程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープと共に大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持としてTMI-2以降研究が行われている。MAAPコードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の概念を図3.3-13に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化した溶融炉心のそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水による熱除去はLipinskiドライアウト熱流束又はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde相関式、クラスト側面及び原子炉容器壁からの熱除去を考慮している^[6]。</p> <p>溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始する。その落下量（落下速度）は、破損口の口径、原子炉容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。</p> <p>炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり2回考慮しており、原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図3.3-14に示す。</p> <p>(4) 原子炉容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器の破損判定は、圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損等、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPコードでは、原子炉容器の最初の破損後、原子炉容器内に残存した溶融炉心による2回目の破損も計算する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>慮可能である。</p> <p>以下、MAAPにおいてモデル化されている破損モードの評価モデルについて述べる。</p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損</p> <p>溶融炉心が下部プレナムへ移行した後、計装管等を溶融させ、内部に溶融炉心が流入すると仮定する。このとき、内部に溶融炉心が流入し、構造物との熱伝達によって固化した場合には流路を塞ぐことになり、それ以上溶融炉心が流入できなくなる。このため、原子炉圧力容器外へ流出するためには溶融炉心が十分な過熱度を有している必要がある。溶融炉心が過熱度を持っている場合には、溶融炉心の固化によって流路が閉塞するまでの移動距離が求められる。溶融炉心の移動距離が入力によって与えるしきい値を超えた場合に原子炉圧力容器が破損したと判定される。この計算では、貫通部内部は空洞であると仮定している。また、ドレン配管は通常原子炉圧力容器へ再接続されているので、溶融炉心の駆動圧力としては、溶融炉心の重量のみとなる。</p> <p>b) 下部ヘッド貫通部の逸出</p> <p>原子炉圧力容器の貫通部（制御棒駆動機構ハウジング等）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部逸出により破損するモードである。MAAPでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。原子炉圧力容器と原子炉格納容器間の圧力差によって貫通部にかかるせん断応力が、限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、ひずみによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉圧力容器の壁にひずみを生じ、溶接部にも同様にひずみが発生し、溶接部のひずみ量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</p> <p>c) デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損</p> <p>本破損モードは、炉心溶融物が下部ヘッドへ最初に移行する際にのみ考慮される。これは、2回目以降では、下部ヘッド表面にクラストが形成されると考えられるためである。</p> <p>最初にジェットの自由落下速度と水面に到達した際の直径を求める。続いて、水中を通過する際のジェット表面でのエントレインメント速度を求め、エントレインされたデブリは粒子状デブリとなってデブリベッドに沈降する。残りのジェットはある直径、過熱度、速度を持って下部ヘッドに衝突し、最終的にこのジェットによる下部ヘッドの侵食割合を評価する。この割合は、下部ヘッドの破損が起こるかどうかを評価するため、ジェットが消滅するまで積分される。</p>	<p>以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。</p> <p>a) 計装用案内管溶接部の破損</p> <p>原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。MAAPコードでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力と釣り合った状態となっているが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、歪みによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損</p> <p>下部ヘッド内において溶融炉心上部に形成される金属層からの原子炉圧力容器壁への熱流束の集中は、金属層内で自然対流が起こり、溶融炉心の崩壊熱を上方へ移行させることにより、金属層と原子炉圧力容器壁面境界領域への側面方向に伝熱が生じる現象を考慮したものである。これによって金属層から側壁への熱流束が計算される。この熱流束は、金属層に接する原子炉圧力容器壁に伝えられる。このときの原子炉圧力容器壁の温度分布によって、壁面の応力分布の影響やクリーブ破損の有無について評価している。</p> <p>e) 原子炉圧力容器のクリーブ破損</p> <p>原子炉圧力容器に加熱により不可逆のひずみが生じ、そのひずみが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAAPでは、このクリーブ現象を、Larson-Miller パラメータ手法により評価している。</p> <p>溶融炉心が炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積する場合における主要な過程は、これまで、(2)リロケーション、(3)下部プレナムでの溶融炉心の挙動及び(4)原子炉圧力容器破損モデルにおいて述べたとおり、以下のように分けられる。</p> <p>a) 下部プレナムへの溶融物移行 b) 水中へ落下する溶融物の分散及び冷却 c) 落下・堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用 d) 堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却 e) 溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達 f) 下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却 g) 原子炉圧力容器の破損</p> <p>上記の一連の現象は、いわゆる原子炉圧力容器内容融物保持（I V R： In-Vessel Retention）*としてMAAPコード内においてモデル化されている。</p> <p>※：炉心損傷後に溶融炉心が下部プレナム部に落下し、堆積した場合においても、原子炉圧力容器下部が早期に破損することはなく、原子炉注水系の手動操作等により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に保持・冷却される現象。TMI事故の分析・評価を契機として、国際的に実験・解析的研究が進められてきた。</p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</p>	<p>b) 原子炉容器のクリーブ破損</p> <p>原子炉容器が、加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAAPコードでは、このクリーブ現象をLarson-Miller パラメータ手法（応力と破損時間の関係を整理したLarson-Miller パラメータを利用しクリーブ破損寿命を予測する手法）により評価している。なお、ここで考慮している応力は、圧力、温度、溶融炉心の荷重による応力である。</p> <p><u>溶融炉心が、炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積して、原子炉容器破損に至る過程は次のように整理できる。①下部プレナムへの溶融炉心の移行、②水中へ落下する溶融物の細粒化及び冷却、③堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用、④堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却、⑤溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達、⑥下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却、⑦原子炉容器の破損。</u></p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>づき格納容器下部へのデブリジェット径が決定され、これにより、格納容器下部への溶融炉心の落下量に変化し、原子炉圧力容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、格納容器下部には制御棒駆動装置等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE^[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉圧力容器破損について、想定される破損モードはおおむね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 格納容器下部での溶融炉心の挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉圧力容器が破損すると、溶融炉心は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で格納容器下部への落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。これら一連の現象の流れを図3.3-11に示す。</p> <p>この溶融炉心の格納容器下部への落下過程及び落下後における床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI） ・溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI） <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと格納容器下部の冷却水が接触してエントレインされて形成される粒子状デブリが、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、格納容器下部床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、MAAPではモデル化されていないが、国内外の知見から、発生可能性は小さいと判断されている。</p> <p>溶融炉心とコンクリートの相互作用は、格納容器下部の底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPモデルについて以下に示す。</p>	<p>づき原子炉下部キャビティへのデブリジェット径が決定され、これにより、原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下量に変化し、原子炉容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、原子炉下部キャビティ内には計装案内管等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。一方、アブレーションの程度により、DCHに関係する、原子炉容器からのガス放出流量及び継続時間が影響を受けるが、有効性評価においては、高圧の事故シーケンスにおいても、HPME及びDCHを防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次冷却系減圧操作を行い、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力を低下させている。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE^[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉容器が破損すると、溶融炉心は、1次冷却系と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で原子炉下部キャビティへの落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。</p> <p>この溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下過程及び落下後床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心-冷却材の相互作用（FCI） ・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI） <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと原子炉下部キャビティの冷却水と接触してエントレインされて形成されるデブリ粒子が、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、原子炉格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は原子炉格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、原子炉下部キャビティ床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、国内外の知見から、発生可能性は低いと判断されることから、MAAPコードでは取り扱わない。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉下部キャビティの底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPコードのモデルについて以下に示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a) 溶融炉心と冷却水の相互作用モデル</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムあるいは、格納容器下部へ溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPでは以下のモデルから構成され、急速な水蒸気発生とそれに伴う圧力上昇の評価が可能である。本モデルの概念を図3.3-12に示す。</p> <p>① デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデル(式 3.3.6-1)をベースにしたモデルである。本モデルにより細粒化速度並びにジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバー数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）に基づき決定される。</p> <p>② 細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰状態での対流及び輻射熱伝達を考慮したモデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}} \quad (3.3.6-1)$ <p>で表され、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（格納容器下部）の流体密度、ρ_{jet}は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数E_0は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度u_{jet}は、破損口の差圧（原子炉圧力容器内圧力と格納容器内圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子及び水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバー数により計算する。</p> <p>デブリ粒子から格納容器下部の水への伝熱量は、デブリ粒子の数と径（表面積）に影響さ</p>	<p>a) 溶融炉心と冷却材の相互作用モデル</p> <p>溶融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図3.3-15に示す。</p> <p>①デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数はFCI実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。</p> <p>②細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰及び輻射熱伝達を考慮した対流熱伝達モデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$ <p>で表され、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、ρ_{jet}は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数E_0は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度u_{jet}は、破損口の差圧（原子炉容器内圧と原子炉格納容器圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子の密度、水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）により計算する。デブリ粒子の径に関する相関式における経験係数は、海外での大規模FCI実験に基づき設定される。</p> <p>水中に拡散したデブリ粒子は高温かつ発熱しており、蒸気膜に覆われた状態にあることから、原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱には、粒子周囲の二相状態を考慮し膜沸騰熱伝達及び輻射熱伝達モデルを適用している。デブリ粒子から原子炉下部キャビティ水</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>れる。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数十℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温に影響される。</p> <p>デブリ粒子は格納容器下部の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され、残りが気相に放出されるといった、水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込むことによる、水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心とコンクリートの相互作用モデル 本モデルの概要を図3.3-13及び図3.3-14に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される。</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部床上に落下した熔融炉心の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 平坦な熔融プールを仮定(図3.3-13) 上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して放物分布で近似(図3.3-13) 侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化・固化温度を評価(図3.3-14) 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価 熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式(式3.3.6-2)を考慮 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 内部の熔融物から上部・下部・側部クラストは対流熱伝達を考慮 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル 格納容器下部水中に落下した熔融炉心は、粒子化せず格納容器下部の床に達し、熔融プ</p>	<p>への伝熱量は、デブリ粒子の数と径(表面積)に影響される。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数10℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温度に影響される。</p> <p>デブリ粒子は混合領域の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され残りが気相に放出される。すなわち、発生した水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込み、それによる水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心・コンクリートの相互作用モデル 本モデルの概要を図3.3-16～図3.3-18に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される。</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティ床上に落下した熔融炉心(連続体及び粒子状)の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 熔融プールは図3.3-16に示すように平板を仮定 上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似(図3.3-17) 侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化及び固化温度を評価(図3.3-18) 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価 熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 内部の熔融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル 原子炉下部キャビティ水に落下した熔融炉心(デブリジェット)は、粒子化せず原子炉</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPのモデルでは、前者は、格納容器下部床面に達した時点で、床全面に均一に広がると仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、格納容器下部床面に重力落下し、格納容器下部床面上の溶融プールに達するが、MAAPのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>格納容器下部床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図3.3-14に示す。縦軸は温度であり、液化温度T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_Sよりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、すなわち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。</p> <p>このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPの溶融プールモデルでは、床全面に均一に広がる均質平板となっているが、水張りによって溶融炉心の拡がり抑制されることが考えられる。しかしながら、有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWRで床上に水がある場合でも、床全面に溶融物が拡がること示されており^[8]、ABWR以外のBWRではベDESTAL床面積がABWRより小さいことを考慮すると、水張りをしていても溶融炉心は、床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、溶融物の拡がりに影響する因子のうち、主に想定しているデブリ落下流量が大きいことによるものと考えられる。また、堆積形状については、均一堆積形状（円柱）の扱いが、溶融炉心から水への伝熱を小さくし、結果的にコンクリートへの伝熱を大きくしているため、MCCI評価の観点から保守的な扱いと考えられるが、堆積形状の不確かさの影響を見るため、拡がりを抑制した場合の感度解析の実施が必要と考えられる。ただし、溶融炉心の拡がりについては、ベDESTALの形状や事前水張りの深さに依るところが大きいので、個別プラントにおけるこれらの状況を踏まえて感度解析等の取り扱いを行うことが適切と考えられる。</p> <p>イ) 溶融プール伝熱モデル</p> <p>溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</p>	<p>下部キャビティの床に達し、溶融プールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPコードのモデルでは、前者は、原子炉下部キャビティ床面に達した時点で、入力変数により与える面積に拡がる仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、原子炉下部キャビティ床面に重力落下し、原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールに達するが、MAAPコードのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図3.3-18に示す。縦軸は温度であり、液化温度T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_Sよりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、すなわち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。なお、MAAPコードでは、コンクリート侵食により発生するガス（水蒸気及び二酸化炭素）やスラグも考慮しており、これらは、直ちに溶融プールに侵入すると仮定している。</p> <p>このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPコードの溶融プールモデルでは、入力変数により与える面積に拡がる均質平板となっているのに対し、実現現象は複雑な挙動となると考えられる。細粒化されない塊状の溶融物の原子炉下部キャビティ床への着床後の拡がりについては、自重で拡がりつつ水や床面による除熱を伴いながら固化する。また、溶融物の水中への落下に伴う急冷や再溶融等に伴い、多孔質層が形成されることも実験的に確認されている。デブリ粒子の堆積についても、必ずしも平板状とはならない。これらの挙動は溶融物の過熱状態、水深及び溶融物量に影響すると考えられる。また、コンクリート侵食に伴うガスやスラグの浸入による伝熱挙動や化学反応による影響も考えられる。このように、原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動、特に水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題である。従って、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>イ) 溶融プールの伝熱モデル</p> <p>溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-13 に示す。熔融炉心は単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。熔融プールとクラストの界面は対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は 2 次関数の温度勾配を持つ熱伝導を仮定し、クラストとコンクリートの界面がコンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）における限界熱流束の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $q_{chf} = F_{chf} h_{fg} \rho_g^{0.5} \left\{ \sigma g (\rho_l - \rho_g) \right\}^{0.25} \quad (3.3.6-2)$ <p>で表される。q_{chf} は熱流束、h_{fg} は蒸発潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_g は液体及び蒸気の密度である。ここで、F_{chf} は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 F_{chf} については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国国立サンディア研究所 (SNL) で実施された熔融炉心とコンクリートの相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている熔融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m^2 であることに基づき $F_{chf} = 0.1$ がデフォルトとして設定されている。有効性評価の解析では、粒子状ベッドから水への熱流束の不確かさ評価結果より、大気圧状態で 0.8 MW/m^2 で圧力依存性を考慮した上面熱流束を使用できるとの判断から、デフォルト設定を使用している。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心の挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、格納容器下部床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象の一つである。したがって、更なる</p>	<p>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-16 に示す。熔融プールは単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。図 3.3-17 に伝熱の概念を示す。熔融プールとクラストの界面は、対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は熱伝導を仮定し、2 次関数の温度勾配を持つと仮定し、クラストとコンクリートの界面が、コンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。従って、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、熔融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから熔融炉心への伝熱も仮定している。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射熱と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $\frac{q}{L\rho_V} = C_K \left[\frac{\sigma g (\rho_L - \rho_V)}{\rho_V^2} \right]^{\frac{1}{4}}$ <p>で表される。q は熱流束、L は蒸発の潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_V は液体及び蒸気の密度である。ここで、C_K は係数であり、Kutateladze は 0.16 を Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 C_K については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国国立サンディア研究所 (SNL) で実施された熔融炉心・コンクリート相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている熔融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m^2 であることに基づき $C_K = 0.1$ としている。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、原子炉下部キャビティ床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象のひとつである。従って、更</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食モデル</p> <p>溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融融潜熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに混入し、溶融プール中の金属との化学反応として原子炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe 等）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心の間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心の冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートスラグも溶融プールに混入し、ウラン・ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.7 核分裂生成物（FP）挙動モデル</p> <p>FPは過熱された炉心からガス状として原子炉圧力容器内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、原子炉圧力容器あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できず、気相中で凝縮シエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は遅く、ガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除いて気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動・拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、サブプレッション・プール水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し、有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことがよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPではよう素反応モデルが試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</p>	<p>なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食</p> <p>溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融融潜熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに混入し、溶融プール中の金属との化学反応として炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe 等）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心の間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートのスラグも溶融プールに混入し、ウラン、ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.8 FP挙動モデル</p> <p>過熱された炉心からFPはガス状として1次冷却系内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、1次冷却系あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できなく気相中で凝縮シエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は低くガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除き気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動や拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、加圧器逃がシタンク内やSGTR時の水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPコードのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことはよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPコードはよう素反応モデルを試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本F P挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのF P放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ペレットが高温になり内部のF Pが温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。 <p><u>F Pの状態変化・輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pが気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相とともに移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。 <p><u>F Pの移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pは崩壊熱を有するので、F Pの移動先でF P量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。 <p>また、本F Pモデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類され、各F Pグループの質量保存が考慮される。 ・原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のF P形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のF Pを考慮する。 ・熔融炉心内に残存するF Pは熔融炉心とともに移動する。 ・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動する。 ・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮される。 ・F Pの崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮する。 ・F Pの崩壊による各F Pグループの質量の変化は考慮しない。 <p>(1) 炉心燃料からのF P放出モデル</p> <p>炉心燃料からのF P放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[]、他の核種グループについては[]のF P放出速度モデルを使用する。本モデルにより炉心各ノードの温度に対応した各F Pの放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したF Pは、被覆管が破損すると原子炉圧力容器内に放出され、また、原子炉圧力容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴ってF Pが原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたF Pグループのうち、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾル状へ遷移する。ガス状及びエアロゾル状のF Pは原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のガス流動とともに移動する。これらF Pの状態変化・移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="315 1358 1032 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>本FP挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのFP放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ペレットが高温になり内部のFPが温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。 <p><u>FPの状態変化及び輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPが気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相と共に移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。 <p><u>FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPは崩壊熱を有するので、FPの移動先でFP量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。 <p>また、本FPモデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類され、各FPグループの質量保存が考慮される。 ・1次冷却系及び原子炉格納容器内のFP形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のFPを考慮する。 ・熔融炉心内に残存するFPは熔融炉心と共に移動する。 ・水中のFPは区画間の水の流れと共に移動する。 ・崩壊熱は各位置のFP量に応じて分配され各エネルギー保存式に考慮される。 ・FPの崩壊による発生エネルギーは入力の崩壊熱データで考慮する。 ・FPの崩壊による各FPグループの質量の変化は考慮しない。 <p>(1) 炉心燃料からのFP放出モデル</p> <p>炉心燃料からのFP放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPコードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[]、他の核種グループについては[]のFP放出速度モデルを使用する。本モデルにより燃料各ノードの温度に対応した各FPの放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFPは、燃料被覆管が破損すると1次冷却系内に放出され、また、原子炉容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用によってFPが原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたFPグループの内、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾルへ遷移する。ガス状及びエアロゾルは1次冷却系内及び原子炉格納容器内のガス流動と共に移動する。これらFPの状態変化及び移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="1608 1385 1912 1449" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) FPの状態変化・輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラッピングによってサブプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。</p> <p>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-15に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガスの凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP圧力がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p>FPガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FPの圧力がFPの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p>	<p>(2) FPの状態変化及び輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFP蒸気は雰囲気温度に依存して凝固しエアロゾル（微粒子）へ変化する。気相及び液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って、1次冷却系内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画間の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づき輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定であり、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器上部に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から1次冷却系内に放出されたFPは、原子炉格納容器破損前には1次冷却系破断口あるいは加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉格納容器破損後には原子炉格納容器破損口若しくは原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。原子炉格納容器へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行し、原子炉格納容器上部に到達する。</p> <p>一方、原子炉格納容器及び1次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造物表面（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-19に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPコードのモデルはさまざまな実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガス凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する</p> <p>FPガス再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DFの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コードSUPRA[®]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。</p> <p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FPの移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギーが発生する。ANSI/ANS5.1-1979モデルによって評価された崩壊熱はそれぞれのFPグループに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP(希ガス、CsI、RbI、CsO₂、TeO₂、Te₂等)が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の原子炉圧力容器又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相部のエネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>ガス状及びエアロゾル状のFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着が考慮され、FPから発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度がFPの再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度が再蒸発の判断に使用される。原子炉圧力容器内では図3.3-5に示すヒートシンクがモデル化されており、これらについてFPから発生した崩壊熱による温度変化が考慮される。</p>	<p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギーが発生する。ANSI又は指定した崩壊熱曲線により計算された崩壊熱はそれぞれのFPに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP(希ガス、CsI、RbI、CsO₂、TeO₂、Te₂等)が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の1次冷却系又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。</p> <p>熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相エネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>沈着した気体とエアロゾルFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着を考慮し、発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度は再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度は再蒸発の判断に使用される。</p> <p>(4) FP化学形態の取扱いとその影響</p> <p>過熱炉心から放出された希ガス以外のFPの沸点は揮発性FPであっても1,000℃以上であり、1次冷却系及び原子炉格納容器内の気相では固化してエアロゾル(微粒子化)化する。エアロゾルは凝集して大きくなるにつれ、ゆっくり沈降して構造物表面あるいはプール水中に移動する。これらの現象に対して、MAAPコードのFP挙動モデルでは、前述のとおり、各種のエアロゾル挙動を模擬している。</p> <p>水中に移動した微粒子状FPは気相へ出てくることはないが、実際には、特にCsIエアロゾルにおいては水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種(OH等のラジカル)により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂(沸点184.3℃より全量は気体にならない)や水中に溶けた有機物(塗装材等)と反応し有機よう素が生成される。それ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>らは、一部が時間をかけて気相に移動するが、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことは、よう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このような背景により、MAAP コードでは、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。なお、MAAP コードにおいて、簡易的なよう素反応モデルを試験的なオプションとして備えているものの、各 FP グループの保存則の計算にフィードバックされない、いわゆる、参照用の結果を出力する。</p> <p>また、PWR では制御棒の材料に銀 (Ag) が含まれており、熔融炉心中の Ag とよう素が結びついてヨウ化銀 (AgI) の形で存在する場合も考えられる。AgI は水には溶けず配管等に沈着することから、AgI を考慮することで原子炉格納容器気相部のよう素量は低下する方向であるが、MAAP コードではモデル化されていない。</p> <p>このように MAAP コードでは、よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮しており、その影響について述べる。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力や温度を評価する観点では、FP の崩壊熱が重要であり、上述の解析モデルにより、FP の輸送量及びそこでの発熱（崩壊熱）を計算する。ここで、崩壊熱は大部分が熔融炉心及び原子炉格納容器液相部で発生する。原子炉格納容器気相部に放出された有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素のうち、無機よう素及び粒子状よう素はスプレイ及び沈着によって原子炉格納容器気相部から速やかに除去される一方、有機よう素はスプレイ及び沈着により速やかに除去されない。従って原子炉格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形態の影響としては有機よう素の寄与を評価する。本影響評価については、表 3.3 3 に示すとおり有効性評価に用いる希ガスとよう素の崩壊熱割合を前提としてよう素に対しては有機よう素の存在割合を保守的に高めに設定して行う。よう素の存在割合は、炉内の pH 環境で存在割合が大きく異なることが知られており、有機よう素の存在割合は、pH>7 の場合、NUREG-1465^[8]に示されているとおり 0.15%であるが、pH に依存せず保守的に評価するため、RGL.195^[9]に示される 4%を有機よう素の存在割合として用いる。評価の結果、原子炉格納容器気相部の崩壊熱割合については、有効性評価解析に用いた気相部に浮遊している主要な元素である希ガスの割合が 4%であるのに対し、有機よう素の寄与を見込んだ場合は 0.8%であることから、よう素の化学形態の差異は原子炉格納容器内の圧力や温度の評価にはほとんど影響しない。</p> <p>なお、被ばく評価の観点では、MAAP コードの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる「原子炉格納容器漏えい率」を用いる。ソースタームについては、MAAP コードから得られる放出放射線量を用いず、NUREG-1465 及び RGL.195 に基づきよう素の化学形態も含めて設定している。</p> <p>以上、MAAP コードの FP 挙動モデルにおいては、炉心燃料からの FP 放出モデル、FP の状態変化及び輸送モデル並びに FP 移動に伴う崩壊熱分配モデルを備えており、炉心熔融時の原子炉格納容器内への FP の放出及び原子炉格納容器内の FP の移行挙動を事象進展に応じて評価するこ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>とができる。FP 化学形態や沈着したエアロゾルの再浮遊等、モデル上考慮していない現象もある。そこで、参考1では、MAAP コードによる原子炉格納容器内ソースターム評価結果と被ばく評価で用いる更新ソースターム（NUREG-1465）との比較を行うことで、MAAP コードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察している。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)		
項目	計算モデル	項目	計算モデル	
炉心モデル	原子炉出力	炉心モデル	原子炉出力	<ul style="list-style-type: none"> 径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 原子炉トリップまで初期値を維持
	崩壊熱		崩壊熱	
	熱水力モデル（伝熱）	熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 健全形状炉心（露出時）：対流熱伝達及び放射熱伝達 健全形状炉心（冠水時、ペレット-燃料被覆管）：ペレット内熱伝導+ギャップ熱伝達（放射熱伝達含む） 健全形状炉心（冠水時、燃料被覆管-冷却材）：対流熱伝達+放射熱伝達 崩壊炉心（露出時）：熱伝導、（対流+放射熱伝達）の平均 崩壊炉心（冠水時）：限界熱流束 崩壊炉心（伝熱表面積）：炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量から計算 燃料被覆管酸化：Baker-Just 相関式（高温時） Cathcart 相関式（低温時） ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮 	
	水位計算モデル	水位計算モデル	<ul style="list-style-type: none"> 二相混合体積よりダウンカマ部と炉心内の二相水位を計算 各チャンネル内の二相水位はドリフトフラックスモデルに基づき計算 	
原子炉圧力容器モデル	熱水力モデル（流動）	1次冷却系モデル	熱水力モデル（流動）	<ul style="list-style-type: none"> ノード及び物質ごとに以下を適用 質量保存則 エネルギー保存則 流量は圧損、静水頭バランスにより計算 各ノードの水位はボイド率を考慮した液相体積から計算
	破断流モデル		破断流モデル	
		熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系ヒートシンクとして、原子炉容器、1次冷却系配管及び炉内構造物を考慮 冷却材と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 水蒸気と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び放射熱伝達 	
		加圧器モデル	<ul style="list-style-type: none"> 気相部（水素及び気体FP含む）、液相部（溶解FP含む）に分割された熱非平衡モデル 気相部、液相部の界面でのフラッシング及び気相の凝縮を考慮 加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出流は加圧器逃がしタンクに導かれ、加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクの破損を仮定 	
		1次冷却系破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を評価 	
		破断流モデル	<ul style="list-style-type: none"> 差圧流 臨界流（Henry-Fauske モデル） 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		
項目	計算モデル	項目	計算モデル	
原子炉格納容器モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質ごとに以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧損、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・原子炉圧力容器破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮	蒸気発生器モデル 熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質ごとに以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算
	熱水力モデル（伝熱）	・格納容器ヒートシンクとして、格納容器壁及び床、金属機器を考慮 ・水と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達	熱水力モデル（伝熱）	・1次側（単相及び二相均質流） 強制対流時：Dittus-Boelter 相関式 自然対流時：一定の熱伝達係数を仮定 ・1次側（気液分離） リフラックス冷却を模擬 ・2次側（伝熱管冠水部（液相部）） Jens-Lottes 相関式 ・2次側（伝熱管露出部（液相部）） 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	水素ガス発生	水素ガス発生源として以下を考慮： ・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応（Baker-Just 相関式（高温時）及び Cathcart 相関式（低温）） ・溶融炉心とコンクリートの相互作用	原子炉格納容器モデル 熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質ごとに以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧力損失、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・1次冷却系からの破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮
	格納容器破損モデル	・格納容器内圧力と限界圧力あるいは格納容器温度と限界温度との比較等により格納容器の破損を判定	熱水力モデル（伝熱）	・原子炉格納容器ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を考慮 ・水と原子炉格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	安全系モデル	非常用炉心冷却系	・注入特性を入力し、原子炉圧力に応じて注入流量を計算	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル
	格納容器スプレイ	・注入特性を入力し格納容器圧力に応じて注入流量を計算 ・スプレイ水による凝縮熱伝達により気相部冷却を計算	水素発生	・水素発生源： ・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応（Baker-Just 相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温）） ・溶融炉心によるコンクリート分解（放射線水分解による水素発生、原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生、原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮していない）
	逃がし安全弁	・設計値に基づいて流量を計算	原子炉格納容器破損モデル	・原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(3/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(3/5)			
項目	計算モデル		項目	計算モデル	
溶融炉心の挙動モデル	ヒートアップ	(炉心モデル(熱水力モデル(伝熱))に記載)	安全系モデル	ECCS	・注入特性を入力し1次冷却材圧力に応じて注入流量を計算
	リロケーション	<ul style="list-style-type: none"> ・軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・炉心ノード内の状態として、「燃料が自立した状態」、「燃料が崩壊した状態」、「流路が減少した状態」、「流路が閉塞した状態」及び「溶融プール状態」を考慮 ・軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動 ・径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動 ・流路減少の進展、流路閉塞及び溶融プールの各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬 ・クラストのクリープ破損を考慮 		蓄圧タンク	・状態方程式により蓄圧タンク圧力を計算し1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を計算
	下部プレナムでの溶融炉心の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、デブリジェット密度、冷却材密度、差圧、重力加速度により計算 ・デブリジェットと水のエントレインを計算 ・エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化したデブリベッドを模擬 ・上部の水による熱除去はHenry-Epstein-Fauske 相関式 ・デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF相関式 ・下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、門出らの相関式 		格納容器スプレイ	・原子炉格納容器圧力に応じて注入流量を計算
原子炉圧力容器破損	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動機構ハウジング溶接部等の貫通部の破損として、せん断応力あるいはひずみがい値を超える場合に破損を判定 ・原子炉圧力容器下部ヘッドの破損として、Larson-Millerパラメータ手法によるクリープ破損を考慮 ・破損後、溶融炉心からの加熱による破損口拡大を模擬 	加圧器逃がし弁、安全弁		<ul style="list-style-type: none"> ・設計値(設計圧力に対する流量)から臨界流モデル(蒸気単相)に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択(蒸気単相から二相まで)しながら気相と液相の流量を計算 	
				主蒸気逃がし弁、安全弁	<ul style="list-style-type: none"> ・設計値(設計圧力に対する流量)から臨界流モデル(蒸気単相)に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・蒸気発生器2次側二相水位に応じて臨界流モデルを選択(蒸気単相から二相まで)しながら気相と液相の流量を計算
				補助給水	・境界条件(蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御)
			溶融炉心挙動モデル	ヒートアップ	(炉心モデル(熱水力モデル(伝熱))に記載)
				リロケーション	<ul style="list-style-type: none"> ・軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・炉心ノード内の状態として、「健全状態」、「崩壊状態」、「キャンドリング」、「クラスト」及び「溶融」を考慮 ・軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動 ・径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動 ・キャンドリングの進展、クラスト及び溶融の各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬 ・ノード内のクラスト及び溶融の比率はノード平均温度により計算 ・クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でのクリープ破損を考慮
				下部プレナムでの溶融炉心挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、溶融炉心の密度、冷却材密度、差圧、重力加速度により計算 ・デブリジェットと水のエントレインを計算 <ul style="list-style-type: none"> ・エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化した溶融炉心を模擬 ・上部の水による熱除去はLipinskiドライアウト熱流束又はHenry-Epstein-Fauske相関式 ・粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF相関式 ・下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde相関式

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)			表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)			
項目		計算モデル	項目		計算モデル	
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉压力容器破損後の 高压溶融炉心放出	<ul style="list-style-type: none"> 高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気気直接加熱についてはモデル上考慮しない 	溶融炉心挙動モデル（つづき）	原子炉容器破損	<ul style="list-style-type: none"> 計装用案内管溶接部の破損として、関数化されたせん断応力あるいは歪みがしきい値を超える場合に破損を判定 原子炉容器下部ヘッドの破損として、Larson-Millerパラメータ手法によるクリープ破損を考慮 破損後、溶融炉心の加熱による破損口拡大を模擬 	
	格納容器雰囲気気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> 高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気気直接加熱についてはモデル上考慮しない 		原子炉容器破損後の 高压溶融炉心放出	<ul style="list-style-type: none"> 高压溶融物放出を防止が評価目的であり、高压溶融炉心放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気気直接加熱についてはモデル上考慮しない。 	
	格納容器下部での溶融炉心の挙動（落下及び溶融プール）	<ul style="list-style-type: none"> デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 格納容器下部床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 格納容器下部床全面に均一に広がると仮定 溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬 上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似 侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化・固化温度を評価 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価 		原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（落下及び溶融プール）	<ul style="list-style-type: none"> デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 原子炉下部キャビティ床での拡がり面積は入力値で設定 溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬 上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似 侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価 	
原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（溶融プールの伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 内部の溶融物から下部・側部クラストへは対流熱伝達を考慮 		原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（溶融プールの伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮 		
			原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（コンクリート侵食）	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱発生を考慮。 コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等と混合すると仮定 		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(5/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(5/5)		
項目		計算モデル		
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（コンクリート侵食）	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 ・コンクリート温度がコンクリート溶融温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート溶融潜熱及び化学反応熱の発生を考慮 ・コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに侵入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 ・コンクリートのスラグも溶融プールに侵入し、ウラン・ジルコニウム等と混合すると仮定 		
	F P 挙動モデル	F P 放出	<ul style="list-style-type: none"> ・F Pは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類し、各F Pグループの質量保存を考慮 ・溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うF P放出を模擬 	
	遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器及び格納容器内のF P形態は各グループに対し、ガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内のF Pを考慮 ・気相及び液相中のF Pの輸送は、熱水力計算から求められる体積流量からF P輸送量を計算 ・F Pがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・溶融炉心内に残存するF Pは溶融炉心とともに移動 ・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動 ・格納容器及び原子炉圧力容器内での気体、エアロゾル及び構造表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない 	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系及び原子炉格納容器内のF P形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内のF Pを考慮 ・気相及び液相中のF Pの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からF P輸送量を計算 ・F Pがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・溶融炉心内に残存するF Pは溶融炉心と共に移動 ・水中のF Pは区画間の水の流れと共に移動 ・原子炉格納容器及び1次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない ・よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮 	
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・F P崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮 	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・F P崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮 ・F P崩壊による各F Pグループの質量の変化は考慮していない

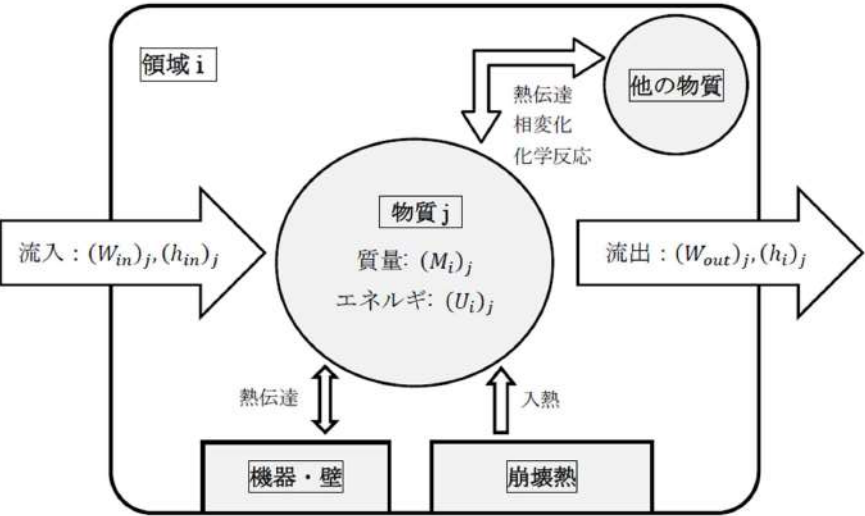
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

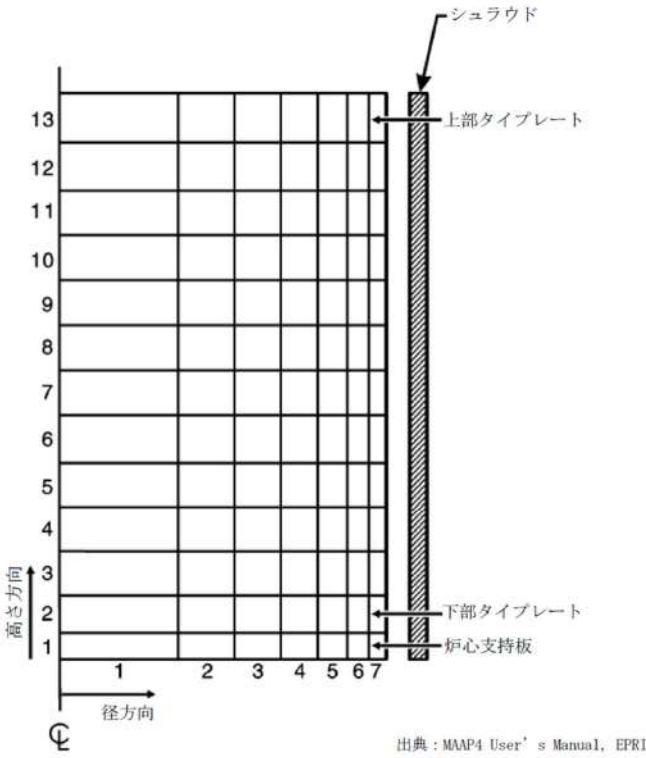
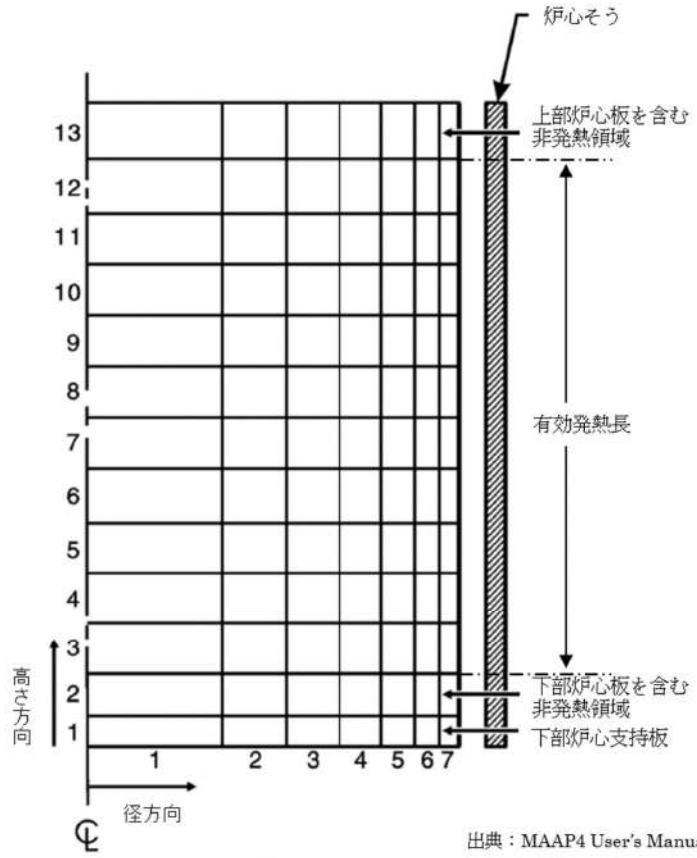
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉	相違理由
表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ				※泊では「表 3.3-2」に記載
グループ	代表核種	説明		
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)		
2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。		
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉圧力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。		
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉圧力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉圧力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。		
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。		
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。		
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。		
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三二酸化物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉圧力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉圧力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。		
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。		
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉圧力容器内及び原子炉圧力容器外へ放出される。		
11	Te ₂	原子炉圧力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。		
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉圧力容器外のみで放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p>		<p>※泊は「3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式」にて記載。</p>

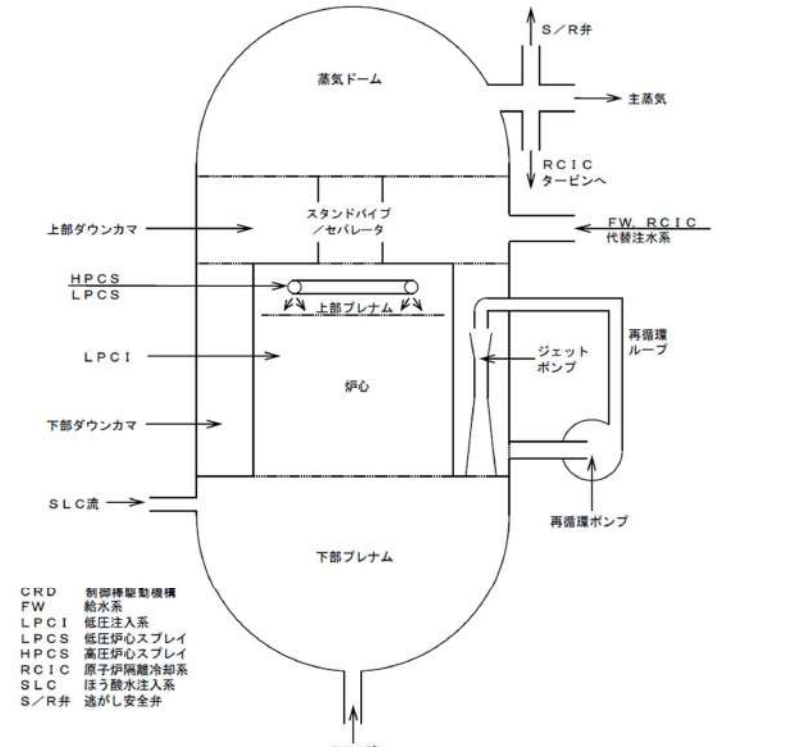
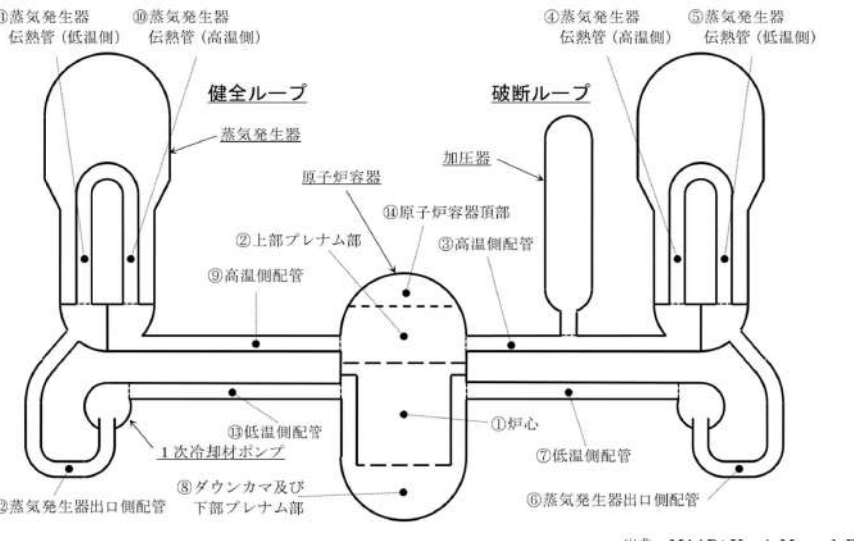
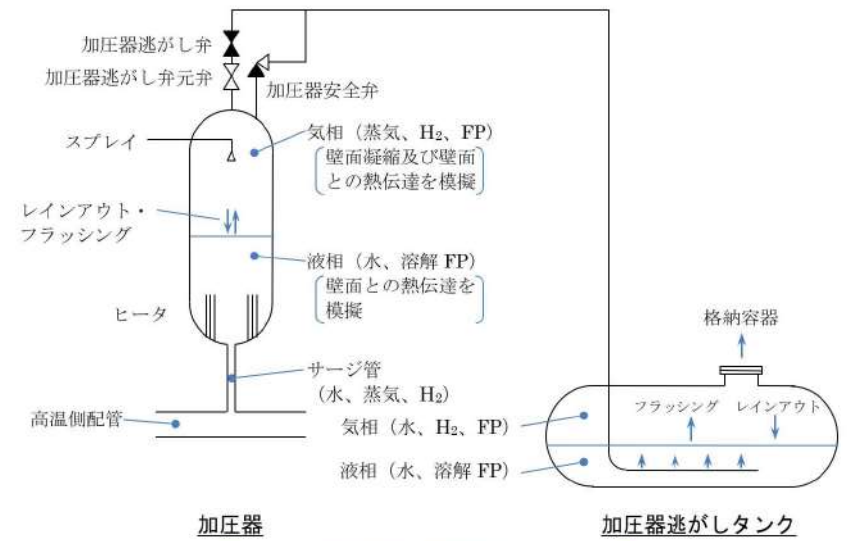
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-2 MAAP ノード分割例 (炉心モデル)</p>	 <p>図 3.3-1 MAAP コード ノード分割例 (炉心モデル)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>水蒸気 及び 水素ガス</p> <p>チャンネルボックス</p> <p>燃料棒</p> <p>溶融炉心</p> <p>二相水位</p> <p>水位</p> <p>シユウラウド</p> <p>ZrO₂</p> <p>Zr</p> <p>下部プレナム</p> <p>燃料ペレット</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-3 炉心水位モデル</p>	<p>水蒸気 及び 水素ガス</p> <p>ダウンカマ</p> <p>燃料棒</p> <p>溶融炉心</p> <p>二相水位</p> <p>水位</p> <p>下部プレナム</p> <p>ZrO₂</p> <p>Zr</p> <p>燃料ペレット</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-2 炉心水位モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>CRD 制御棒駆動機構 FW 給水系 LPCI 低圧注入系 LPCS 低圧炉心スプレー HPCS 高圧炉心スプレー RCIC 原子炉隔離冷却系 SLC ほう流水注入系 S/R井 逃がし安全弁</p>	 <p>①蒸気発生器 伝熱管(低温側) ②蒸気発生器 伝熱管(高温側) ④蒸気発生器 伝熱管(高温側) ⑤蒸気発生器 伝熱管(低温側)</p> <p>健全ループ 破断ループ</p> <p>①炉心 ⑦低温側配管 ⑥蒸気発生器出口側配管</p> <p>②上部プレナム部 ③高温側配管 ⑧ダウンカマ及び下部プレナム部</p> <p>⑨高温側配管 ⑩低温側配管 ⑧ダウンカマ及び下部プレナム部</p> <p>⑨蒸気発生器出口側配管</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 3.3-4 MAAP原子炉压力容器モデルの概要 (BWR 5の例)</p>	 <p>加圧器逃がし弁 加圧器安全弁</p> <p>スプレー 気相 (蒸気、H₂、FP) (壁面凝縮及び壁面との熱伝達を模擬)</p> <p>レイニアウト・フラッシング 液相 (水、溶解FP) (壁面との熱伝達を模擬)</p> <p>ヒータ</p> <p>サージ管 (水、蒸気、H₂)</p> <p>高温側配管 気相 (水、H₂、FP)</p> <p>液相 (水、溶解FP)</p> <p>格納容器</p> <p>フラッシング レイニアウト</p> <p>加圧器 加圧器逃がしタンク</p> <p>図 3.3-4 加圧器及び加圧器逃がしタンクモデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAP原子炉圧力容器ノード分割図</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAPコード ノード分割図（2次冷却系モデル）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 3.3-6 MAAP ノード分割図 (格納容器モデル：Mark-I 改の例)</p>	<p>図 3.3-7 MAAP コード ノード分割図 (原子炉格納容器モデル：3 ループプラントの例)</p>	
<p>図 3.3-7 ジャンクションの接続関係</p>	<p>図 3.3-8 ジャンクションの接続関係</p>	

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 3.3-9 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル</p> <p>図 3.3-10 蓄圧注入系モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参照のため、掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-8 炉心ヒートアップ・燃料溶融の模式図</p>	<p style="text-align: center;">図 3.3-11 炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図</p>	<p>相違理由</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料有効部</p> <p>タイプ1 (燃料が自立した状態)</p> <p>タイプ2 (燃料が崩壊した状態)</p> <p>タイプ3 (流路が減少した状態)</p> <p>タイプ4 (流路が閉塞した状態)</p> <p>タイプ5 (溶融プール状態)</p> <p>タイプ0 (空洞)</p> <p>炉心溶融開始直後の状態。炉心溶融は炉心径方向中心から開始し、シュラウド側（径方向外側）の溶融は炉心中央に比べて進展が遅い。</p> <p>代替注水系による損傷炉心冷却後の状態。損傷炉心の冷却が行われているため、溶融プール状態のノードの周囲に流路が閉塞した状態のノードが形成され、シュラウド側（径方向外側）においても冷却されている。</p> <p>原子炉圧力容器破損後の状態。炉心支持板より上部に燃料は存在せず、空洞となっている。</p>	<p>①健全な状態。燃料棒間の隙間を蒸気やガスが移動できる。(タイプ1)</p> <p>②崩壊。燃料棒が固体の状態で崩壊した状態。(タイプ2)</p> <p>③キャンドリング。溶融体が燃料棒外周を流れ固化していく状態。燃料棒間の隙間が狭くなり、蒸気やガスが移動しにくくなる。(タイプ3)</p> <p>④クラスト。ノード全体が固化した状態。流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4)</p> <p>⑤クラストと溶融体が共存した状態。ノード温度から、クラストと溶融体の比率を計算。クラストは溶融プールの外側に形成、流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4、5)</p> <p>⑥完全溶融。ノード全体が溶融した状態。下あるいは横方向のノードに空隙がある場合、ノードから流出。(タイプ5)</p> <p>⑦空隙。(タイプ0)</p> <p>燃料棒の被覆管が薄くなると崩壊し、崩壊炉心は下部の円柱状の燃料に支持され、その上に堆積する。 炉心中央部近傍でキャンドリングが生じ、溶融体が燃料棒外周を流れ固化し、燃料棒間の隙間が狭くなる。</p> <p>キャンドリングが進み閉塞することで燃料の過熱が進み、クラスト・溶融プールが形成される。 徐々に下部プレナムへのリロケーションも進む。</p> <p>閉塞部（クラスト・溶融プール）が拡大し、下部プレナムへのリロケーションも進む。 外周部の健全燃料も崩壊・溶融が進み閉塞する。</p>	
<p>図 3.3-9 炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化 (例)</p>	<p>図 3.3-12 リロケーション時の炉心の状態 (例)</p>	

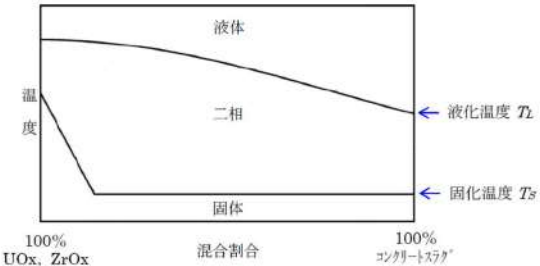
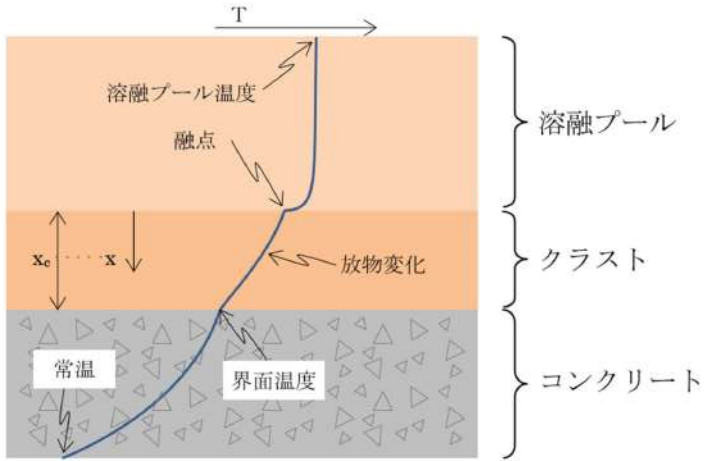
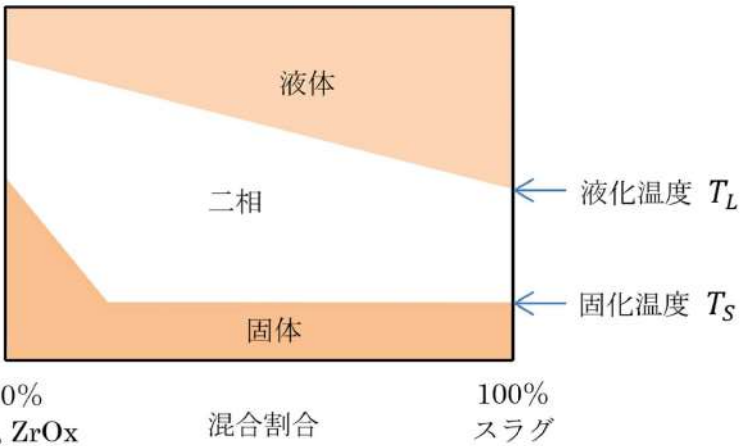
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="257 215 772 335"> <p>冷却水 ヒートシンク 金属層 溶融プール クラスト 粒子ベッド</p> </div> <div data-bbox="291 375 739 774"> </div> <p data-bbox="683 758 952 782">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="392 813 795 837">図 3.3-10 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> <div data-bbox="257 901 974 1364"> <ol style="list-style-type: none"> ① 炉心からのリロケーションにより下部プレナムに移行。冷却水との接触により、エントレイン及び冷却水の蒸発 ② 制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損により、格納容器下部への落下を開始。破損口はアブレーションにより拡大 ③ 格納容器下部プール水との接触によりエントレイン ④ 溶融炉心は格納容器下部へ落下 </div> <p data-bbox="212 1396 963 1420">図 3.3-11 格納容器下部への溶融炉心の落下の例（格納容器モデル：Mark-I 改の例）</p>	<div data-bbox="1131 175 1859 526"> </div> <p data-bbox="1299 542 1713 566">図 3.3-13 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 炉心部から下部プレナムへのリロケーション。冷却水との接触によりエントレイン。 ② 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、下部プレナムに堆積。 ③ 下部プレナムの冷却材がドライアウトし、下部ヘッドへの伝熱が進む。 ④ 計装案内管が破損し、原子炉キャビティへの落下を開始し、原子炉下部キャビティ水との接触によりエントレイン。 <div data-bbox="1142 702 1892 1340"> <ol style="list-style-type: none"> ⑤ 溶融炉心は全て原子炉下部キャビティに落下。 ⑥ 下部ヘッドがクリープ破損し、下部プレナムの溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下。 ⑦ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが断続的に発生し、計装案内管の破損口はアブレーションにより拡大。 ⑧ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、計装案内管の破損口より低い部分の溶融炉心が下部プレナムに残る。 </div> <p data-bbox="1243 1364 1769 1388">図 3.3-14 原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下の例</p>	

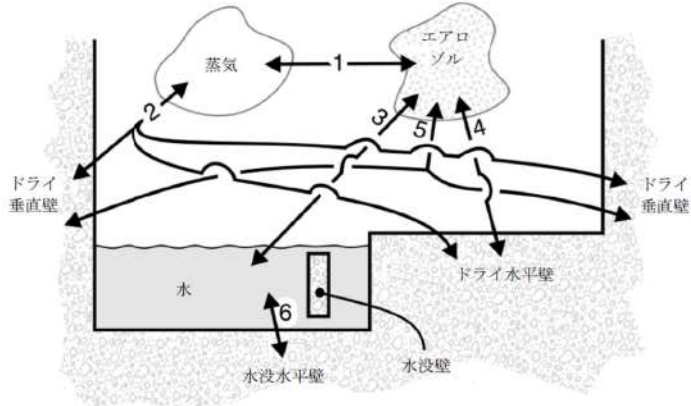
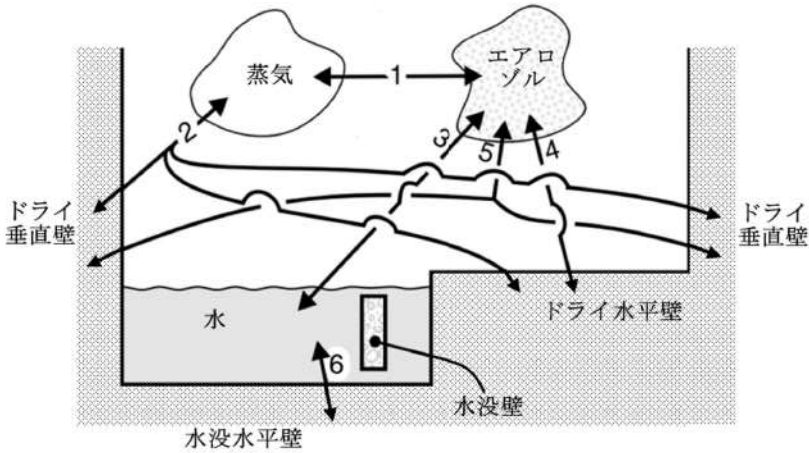
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-14 溶融プールの相変化の概念</p>	 <p>図 3.3-17 溶融炉心の温度分布の概念</p>  <p>図 3.3-18 溶融プールの相変化の概念</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>FP 輸送パス：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒸気-エアロゾル (蒸発/凝縮) 2. 蒸気-ドライ壁 (蒸発/凝縮) 3. エアロゾル-水 (拡散泳動, 重力沈降, 熱泳動) 4. エアロゾル-ドライ水平壁 (重力沈降, 熱泳動) 5. エアロゾル-ドライ垂直壁 (慣性衝突, 熱泳動) 6. 水-水没水平壁 (溶解/沈着) <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-15 格納容器内 FP 遷移モデル</p>	 <p>FP 輸送パス：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒸気-エアロゾル (蒸発/凝縮) 2. 蒸気-ドライ壁 (蒸発/凝縮) 3. エアロゾル-水 (拡散泳動, 重力沈降, 熱泳動) 4. エアロゾル-ドライ水平壁 (重力沈降, 熱泳動) 5. エアロゾル-ドライ垂直壁 (慣性衝突, 熱泳動) 6. 水-水没水平壁 (溶解/沈着) <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-19 原子炉格納容器内 FP 遷移モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p>【参考のため再掲】</p>																																																																																
<p>表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table>	グループ	代表核種	説明	1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)	2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。	3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。	4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。	5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。	6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。	7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。	8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。	9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。	10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。	11	Te ₂	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。	12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。	<p>表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内でさらに酸化する。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table>	グループ	代表核種	説明	1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)	2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。	3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。	4	SrO	ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。	5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。	6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。	7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。	8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内でさらに酸化する。	9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。	10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。	11	Te ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。	12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。	
グループ	代表核種	説明																																																																														
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)																																																																														
2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。																																																																														
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。																																																																														
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。																																																																														
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。																																																																														
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。																																																																														
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。																																																																														
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。																																																																														
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。																																																																														
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。																																																																														
11	Te ₂	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。																																																																														
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																														
グループ	代表核種	説明																																																																														
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)																																																																														
2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。																																																																														
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。																																																																														
4	SrO	ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。																																																																														
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。																																																																														
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。																																																																														
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。																																																																														
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内でさらに酸化する。																																																																														
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。																																																																														
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。																																																																														
11	Te ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。																																																																														
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																														
	<p>表 3.3-3 原子炉格納容器気相部の崩壊熱の影響評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス</th> <th>よう素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合^(注1) (a)</td> <td>約 4%</td> <td>約 20% (全よう素)</td> </tr> <tr> <td>存在割合^(注2) (b)</td> <td>100%</td> <td>4% (有機よう素)</td> </tr> <tr> <td>化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)</td> <td>4%</td> <td>0.8% (有機よう素)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 有効性解析に用いる崩壊熱割合 (注2) 粒子状よう素及び無機よう素は沈着等により原子炉格納容器気相部から除去されることから、原子炉格納容器気相部に留まる有機よう素の影響を評価する。有機よう素の存在割合は最大となる RG1.195 の値に基づく。</p>		希ガス	よう素	全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約 4%	約 20% (全よう素)	存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)	化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)	4%	0.8% (有機よう素)																																																																			
	希ガス	よう素																																																																														
全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約 4%	約 20% (全よう素)																																																																														
存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)																																																																														
化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)	4%	0.8% (有機よう素)																																																																														

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>原子炉圧力容器のノードは、蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉圧力容器の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。</p> <p>原子炉格納容器は、壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、BWRプラントに共通して適用するものである。</p>	<p>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>1次冷却系のノードは、原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器2次側のノードは、伝熱部とドーム部の2ノードに分割したコードプリセットの分割を用いている。ダウンカマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次冷却系と2次冷却系の伝熱量をほぼ適正に計算可能である。</p> <p>原子炉格納容器は、壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、2、3及び4ループプラントに共通して適用するものである。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		
項目	ノード分割の考え方	項目	ノード分割の考え方	
炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくなるように設定することが推奨されている。	炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、分割数は、径方向に□、高さ方向に□としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくなるように設定することが推奨されている。	
原子炉压力容器	蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉压力容器の構成要素ごとにノード分割される（コードのプリセット）。このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉压力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットのものとなっており、各炉型に対して適用性を有する。	1次冷却系	原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとにノード分割（コードのプリセット）。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱う。	
原子炉格納容器	壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、標準的には、格納容器内部を格納容器下部（下部ドライウエル、ベデスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウェルに分割する。 このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノード（区画）として設定し、同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。	蒸気発生器	蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデル（コードのプリセット）。ダウンカマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次冷却系と2次冷却系の伝熱量を計算し、MB-2実験に対するベンチマーク解析により妥当な結果が確認されており、適用性を有する。	
		原子炉格納容器	壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッダ室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。	
				枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5 入出力</p> <p>MAAPコードへの入力情報は、別紙1に示すとおりである。 主要な入出力は、図3.5-1に示すとおりであり、入力は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料質量、被覆管質量等 ② 核分裂生成物質量等 ③ 原子炉圧力容器圧力・温度、格納容器圧力・温度等の初期条件 ④ 原子炉圧力容器内の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <p>を与え、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉圧力容器圧力 ② 原子炉圧力容器水位 ③ 格納容器内圧力 ④ 格納容器温度 ⑤ 格納容器内水素濃度 ⑥ 格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <p>なお、上に示した入力情報のうち、核分裂生成物質量については核種生成崩壊計算コードにより求められたデータを初期値として用いる。この値は、炉心内蔵量を保守的に与えるため、1サイクル13ヶ月(395日)に余裕をみて1サイクル1万時間(416日)の燃焼期間を仮定し、平衡炉心の燃料装荷体数の割合に基づいた条件で評価されたものである。</p> <p>これらの入力作成の流れを図3.5-2に示す。</p>	<p>3.5 入出力</p> <p>MAAPコードの入出力を図3.5-1に示す。MAAPコードのインプットデータは、以下のとおり構成される。MAAPコードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事象収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を別紙-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料質量、燃料被覆管質量等 ② FP質量等 ③ 1次冷却材圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件 ④ 1次冷却系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <p>上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1次冷却材圧力 ② 原子炉容器水位 ③ 原子炉格納容器圧力 ④ 原子炉格納容器内温度 ⑤ 原子炉格納容器内水素濃度 ⑥ 原子炉格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <p><u>MAAPコードの入力のうち、核分裂生成物（FP）質量の入力は、前処理コード（ORIGENコード）を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAPコードで考慮しているFPの各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それをMAAPコードの入力としている。</u></p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="156 215 421 965" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>主要な入力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料質量，被覆管質量等 ・ 核分裂生成物質量等 ・ 原子炉压力容器圧力・温度，格納容器圧力・温度等の初期条件 ・ 原子炉压力容器内の形状等 ・ 工学的安全設備，格納容器スプレイの特性等 ・ 原子炉格納容器内の区画形状，原子炉格納容器内の区画間の形状等 ・ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等 ・ 起因事象，緩和設備等の情報等 </div> <div data-bbox="421 379 1041 869" style="text-align: center; margin: 20px 0;"> <p style="text-align: center;">MAAPコード (シビアアクシデント時の プラント挙動解析)</p> </div> <div data-bbox="779 383 1041 869" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>主要な出力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉压力容器圧力 ・ 原子炉压力容器水位 ・ 格納容器内圧力 ・ 格納容器温度 ・ 格納容器内水素濃度 ・ 格納容器内水量 ・ コンクリート侵食深さ等 </div>		<p>※次頁の図に含まれる。</p>

図 3.5-1 MAAPの入出力

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

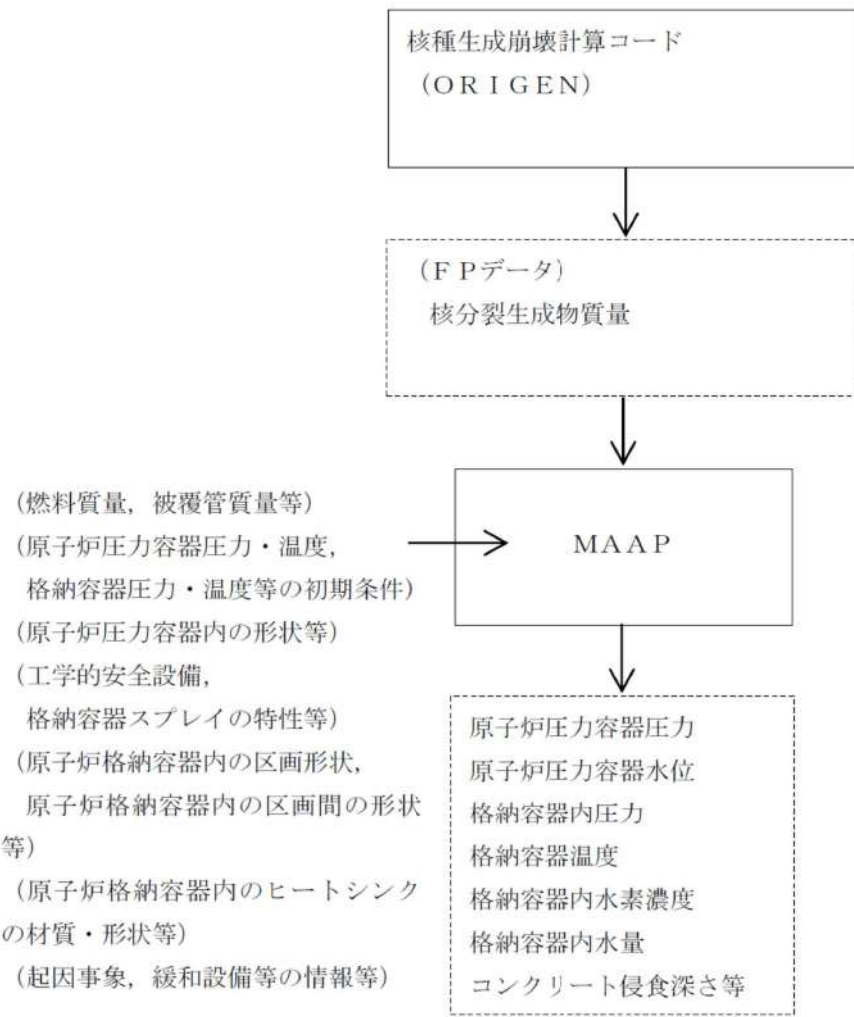
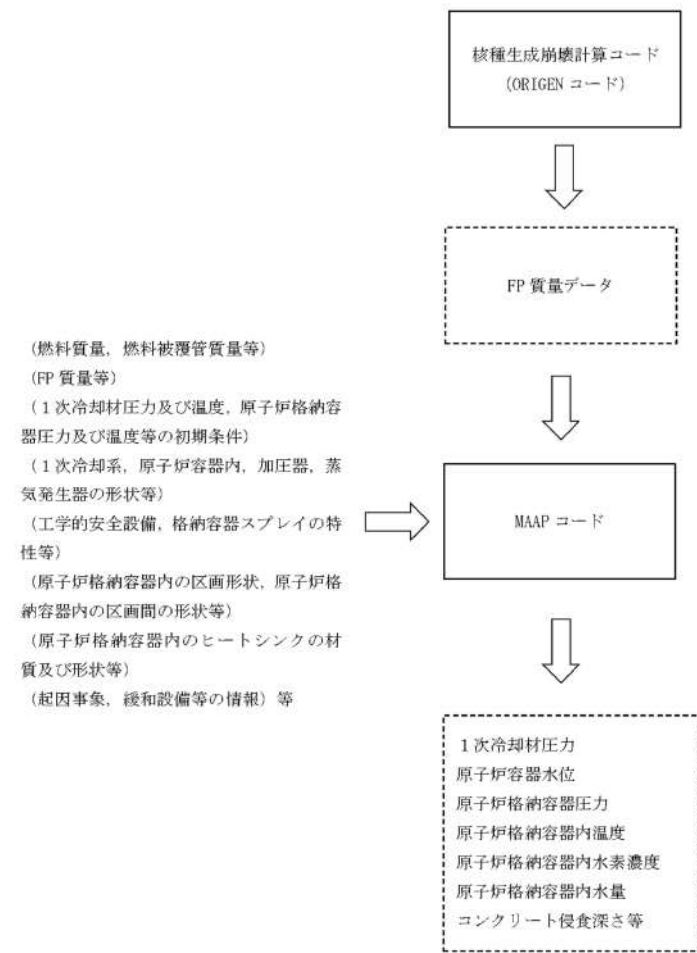
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN)</p> <p>(FPデータ) 核分裂生成物質量</p> <p>(燃料質量, 被覆管質量等) (原子炉压力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉压力容器内の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報等)</p> <p>MAAP</p> <p>原子炉压力容器圧力 原子炉压力容器水位 格納容器内圧力 格納容器温度 格納容器内水素濃度 格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	 <p>核種生成崩壊計算コード (ORIGENコード)</p> <p>FP質量データ</p> <p>(燃料質量, 燃料被覆管質量等) (FP質量等) (1次冷却材圧力及び温度, 原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件) (1次冷却系, 原子炉容器内, 加圧器, 蒸気発生器の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報) 等</p> <p>MAAPコード</p> <p>1次冷却材圧力 原子炉容器水位 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器内水素濃度 原子炉格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	

図 3.5-2 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ

図 3.5-1 MAAPコードの入出力

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 妥当性確認</p> <p>4.1 妥当性確認方法</p> <p>2.3において分類した重要現象の妥当性確認方法を以下に記載する。各重要現象の妥当性確認においては、事故解析あるいは実験解析によって確認することを基本とするが、機器や設備の性能に基づいて物理現象の特性を与えているため、妥当性確認が不要となるものがある。</p> <p>2章では「原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出」及び「格納容器雰囲気直接加熱」を重要現象として抽出していないものの、その発生を防止するという観点からは、事象進展に影響する各モデルの不確かさに基づいた総合的な判断が必要なことから、添付1において不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。</p> <p>また、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であると言えることから、添付2及び添付3において、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。</p> <p>4.1.1 崩壊熱 [炉心 (核)]</p> <p>重要現象に分類された物理現象のうち崩壊熱は、信頼性の高いモデルと現実的な条件を用いて評価された最確値をもとに、事象発生後の原子炉出力変化として計算される。このため、MAAPコードにおける崩壊熱の妥当性確認は不要であると考えられる。</p> <p>4.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流 [炉心 (熱流動)]</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（水位変化）・対向流」については、原子炉圧力容器内水位に関係する現象である。MAAPコードの炉心水位（二相水位）は、3.3.2(4)で述べたモデルによって計算される。上部プレナム領域についても同様にドリフトフラックスモデ</p>	<p>4. 妥当性確認</p> <p>4.1 妥当性確認方法</p> <p>2.3において分類した重要現象の妥当性確認方法を以下に記載する。なお、各重要現象の妥当性確認においては、事故解析あるいは実験解析によって確認することを基本とするが、物理現象の特性が設備性能に基づき妥当性確認が不要なものやMAAPコード以外のコードに依存して妥当性確認が不要なものがある。</p> <p>なお、2章では「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」及び「格納容器雰囲気直接加熱」を重要現象として抽出していないものの、その発生を防止するという観点からは、事象進展に影響する各モデルの不確かさに基づいた総合的な判断が必要なことから、添付1において不確かさの分析及び感度解析による影響評価を続ける。</p> <p>また、「原子炉容器外の溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であるといえることから、添付2及び添付3において、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を続ける。</p> <p>4.1.1 崩壊熱</p> <p>崩壊熱は、下記の崩壊熱曲線を入力値で与えていることから、MAAPコードの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する評価指標を厳しく評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、参考文献[10]に示すように、アクチニド崩壊熱はORIGEN-2コード、FP崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は20%、FP崩壊熱は$3\sigma_A$を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料はPu含有率等）や燃焼度が考慮されている。これにより、有効性評価においては崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動が考慮された崩壊熱曲線が適用されることから、5章においては、入力条件の不確かさとして、評価指標や運転員等操作への影響を整理する。</p> <p>4.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動））、気液分離・対向流（1次冷却系）</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」は、炉心水位に関連する物理現象である。また、1次冷却系の「気液分離・対向流」について、蒸気発生器でのスチームバインディングは、高温側配管のボイド率が高く、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入量が増加すると冷却材が伝熱管内で蒸発して圧力損失を増大させるため、炉心水位を下げる方向に働く。</p>	<p>※重要現象、解析モデルに相違があるため、妥当性確認に差が生じる。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ルによるボイド率から二相水位が計算され、炉心水位と併せて原子炉圧力容器内水位として計算される。</p> <p>炉心損傷防止対策の事故シーケンスにおいては、対象とする原子炉水位といった原子炉圧力容器内挙動はSAFERコードによって評価されており、MAAPコードは原子炉格納容器内挙動の評価のみに用いられているが、格納容器破損防止対策の事故シーケンスにおいては、MAAPコードによって、原子炉圧力容器内挙動を含めた全体挙動を評価している。原子炉水位は炉心冷却状態及び炉心熔融進展への影響が考えられるため、原子炉水位についてSAFERコードと比較を行い、不確かさを確認する（4.3.1参照）。</p> <p>4.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレィ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS及びスプレィ注入特性は、設計値に基づいて、作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えている。スプレィによる格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、スプレィされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレィの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。よって、「ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）」、「スプレィ冷却」の妥当性確認は不要であると考えられる。「サブプレッション・プール冷却」においても、設計値に基づいて、ポンプ流量及び除熱量を入力値として与えており、妥当性確認は不要であると考えられる。</p>	<p>これらの現象は、いずれも炉心水位に関連する現象であり、「ECCS再循環機能喪失」におけるECCS再循環失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられることから、コード間比較により評価を行う（4.3.1参照）。</p> <p>4.1.3 構造材との熱伝達（1次冷却系）</p> <p>1次冷却系の「構造材との熱伝達」は、炉心露出後に炉心で発生した過熱蒸気から1次冷却系配管等への熱伝達による1次冷却系配管のクリープ破損の観点で、重要な現象として抽出されたものである。</p> <p>過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じくDittus-Boelterの相関式を用い、1次冷却系配管のクリープ破損については、Larson-Millerパラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>4.1.4 ECCS強制注入（1次冷却系）</p> <p>強制注入系特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分ける。解析では作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性評価は不要である。</p> <p>一方、ECCS注入水の1次冷却系内の混合については、LOCA等により1次冷却系の保有水量が減少すると、気相と液相を別に取り扱うモデルとなっており、気液の混合挙動は気液界面の対流熱伝達及び凝縮熱伝達によりモデル化されている。</p> <p>炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループのうち「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動を仮定するが、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しい結果となるよう、ECCSによる蒸気凝縮効果がほとんど無いような重要事故シーケンスが選定されており、上記のモデルに係る不確かさは小さい。また、「ECCS再循環機能喪失」では、炉心再冠水以降では、対流熱伝達及び凝縮熱伝達はほとんど発生せず、上記のモデルに係る不確かさは小さい。</p> <p>4.1.5 ECCS蓄圧タンク注入（1次冷却系）</p> <p>蓄圧タンク注入流量は、1次冷却系との圧力差及び注入配管の圧力損失に基づき計算され、注入開始後の蓄圧タンク圧力は状態方程式により計算されるため、一般的な状態方程式及び差圧流モデルという意味で不確かさは小さく妥当性確認は不要である。</p> <p>ただし、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）においては、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力の挙動に影響を与える可能性があるため、感度解析によりその影響を確認する（4.3.2及び添付1参照）。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>4.1.3 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔原子炉圧力容器〕</p> <p>原子炉圧力容器と原子炉格納容器との間の流れとなる、LOCA破断口からの臨界流による流量については、3.3.3(3)で述べたとおり、保守的なモデルを用いている。逃がし安全弁からの流量については、3.3.5(3)で述べたとおり、設計値に基づいて流量が計算される。差圧流については一般的なモデルが用いられていることから解析モデルとしての不確かさは小さく、MAAPコードにおける「冷却材放出（臨界流・差圧流）」の妥当性確認は不要であると考えられる。</p>	<p>4.1.6 冷却材放出（加圧器）</p> <p>加圧器逃がし弁からの放出量については、加圧器逃がし弁設定圧における放出係数に基づき圧力に応じて流量計算されるため、TMI事故に対するベンチマーク解析において、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止までの挙動に着目して妥当性の確認を行う。具体的には、1次冷却材圧力及び加圧器水位の挙動に着目して考察を行う（4.2.1参照）。</p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧が、「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」の防止の観点で重要であることから、低圧時の加圧器逃がし弁からの放出量に関して考察している（添付1参照）。</p> <p>4.1.7 1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）</p> <p>蒸気発生器の「1次側・2次側の熱伝達」、「冷却材放出（臨界流・差圧流）」及び「2次側水位変化・ドライアウト」は、PWRプラントの蒸気発生器を模擬したMB-2実験（米国）に対するベンチマーク解析により妥当性確認を行う（4.2.6参照）。</p> <p>なお、TMI事故解析における蒸気発生器2次側の挙動については、事故データに不確かさがあることが国際的にも指摘されていることから参考情報として検討する（4.2.1参照）。</p>	
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>4.1.4 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、格納容器ベント〔原子炉格納容器〕</p> <p>「格納容器各領域間の流動」、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」、「気液界面の熱伝達」は、HDR実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。あわせて、「格納容器各領域間の流動」、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」は、CSTF実験に対するベンチマーク解析によって妥当性の確認を行う。「格納容器ベント」に関しては、3.3.4(2)で述べたとおり、「格納容器各領域間の流動」と同様の計算方法が用いられており、「格納容器各領域間の流動」の妥当性の確認に含まれる。なお、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」に関しては、直接的なデータが得られていないため、格納容器圧力や温度の過渡挙動を模擬した実験との比較から、所定の入熱があった場合の構造材への熱伝達及び内部熱伝導による放熱計算に関する考察を行うものとする（4.2.3及び4.2.4参照）。</p>	<p>4.1.8 区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導（原子炉格納容器）</p> <p>「区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」、「構造材との熱伝達」は、廃炉となった独国のHDR炉を用いたHDR実験（国際標準問題ISP-29）及び米国のハンフォード工学研究所で実施されたCSTF実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。なお、「構造材との熱伝達」に関しては、直接的データが得られていないことから、原子炉格納容器圧力や温度の挙動から考察を行うものとする（4.2.2及び4.2.3参照）。</p> <p>4.1.9 区画間・区画内の流動（液体）（原子炉格納容器）</p> <p>「区画間・区画内の流動（液体）」は、原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さいため、妥当性確認は不要である。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため再掲】</p> <p>4.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS及びスプレイ注入特性は、設計値に基づいて、作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えている。スプレイによる格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。よって、「ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）」、「スプレイ冷却」の妥当性確認は不要であると考えられる。「サブプレッション・プール冷却」においても、設計値に基づいて、ポンプ流量及び除熱量を入力値として与えており、妥当性確認は不要であると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>4.1.6 燃料被覆管酸化 [炉心（燃料）]、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉格納容器] [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は、コード内にモデルを備えていないため、崩壊熱を用いた評価としており、妥当性確認は不要である。</p> <p>4.1.7 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形 [炉心（燃料）]）、リロケーション、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p>	<p>4.1.10 スプレイ冷却（原子炉格納容器）</p> <p>スプレイ注入特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分けており、解析では評価目的に応じた作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性確認は不要であると考えられる。</p> <p>スプレイによる原子炉格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、評価結果ではスプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響は無いと考えられる。</p> <p>4.1.11 水素濃度変化（原子炉格納容器）</p> <p>原子炉容器内での水素の発生量は、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に応じて全炉心内ジルコニウムの75%反応に相当する水素量を使用する。水素の発生速度はMAAPコード解析結果に応じた補正を行うため、水素発生速度の妥当性を確認する必要がある。水素発生速度は炉心損傷進展挙動に大きく依存するため、MAAPコードの炉心熔融モデルについて、TMI-2の炉心熔融過程の時間経過並びに発生した水素量に対する評価の模擬能力から、水素発生期間及び水素発生速度の時間変化について一定の妥当性が確認できる（4.2.1参照）。</p> <p>4.1.12 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却（原子炉格納容器）</p> <p>雰囲気ガス温度に対する格納容器再循環ユニットの除熱特性をMAAPコードの入力データとして模擬している。格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の除熱データは、国内の凝縮熱伝達実験において確認された評価式を用いて、格納容器再循環ユニットの形状等に基づき算出した除熱特性を使用しているため、妥当性評価は不要である。</p> <p>一方、格納容器再循環ユニットの冷却特性は、原子炉格納容器内のガス流動モデルにも影響される。そこで、原子炉格納容器内のガス流動挙動に妥当性の検討結果も踏まえ感度解析により確認する（4.3.3参照）。</p> <p>4.1.13 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）及びリロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>MAAPコードの炉心ヒートアップモデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析及び CORA 実験に対するベンチマーク解析により、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの溶融炉心伝熱モデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。</p> <p>TMI事故では炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達を直接示す測定値はないものの、それらの挙動が間接的に影響する1次系及び2次系の挙動や、事故後の調査研究で各時刻の溶融進展状況が推定されており、それら調査結果との比較により本モデルの妥当性が確認できると考えられる（4.2.1参照）。</p> <p>TMI事故は原子炉圧力容器破損前に事象終息していること、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であり、不確かさが大きいと考えられることから、感度解析による影響の把握を行う（4.3.2、4.3.3、4.3.5参照）。</p> <p>4.1.8 原子炉圧力容器破損〔原子炉圧力容器(炉心損傷後)〕</p> <p>原子炉圧力容器破損挙動を溶融炉心挙動と併せて実験した例はないため、実験解析により直接的に妥当性評価を行うことはできない。以下のように、MAAPコードの原子炉圧力容器破損モデルはTMI事故の知見に基づき開発されており、妥当性確認は不要と考えられる。</p> <p>TMI事故では、溶融炉心が下部プレナムへ落下したものの、原子炉圧力容器と溶融炉心のギャップに水が浸入することで原子炉圧力容器壁を冷却できたと推定されている。MAAPではTMI事故の調査研究や溶融炉心から原子炉圧力容器壁への伝熱挙動を模擬した実験に基づいて、原子炉圧力容器壁への伝熱挙動をモデル化している。また、原子炉圧力容器の破損形態として、原子炉圧力容器のクリープ破損、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損等が考慮されている。原子炉圧力容器破損モデルは、工学分野でクリープ破損評価に広く使用される Larson-Miller パラメータ手法に基づくものであり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損は単純な熱伝導問題であり、これらモデルにはある程度の妥当性があるものと推測される。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを踏まえ、不確かさの整理を行うとともに、感度解析による影響の確認を行う。（4.3.6参照）</p>	<p>MAAPコードの炉心溶融モデル及び下部プレナムでの溶融炉心伝熱モデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。</p> <p>TMI事故では炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）及びリロケーションを直接示す測定値はないものの、それらの挙動が間接的に影響する1次冷却系及び2次冷却系挙動や、事故後の調査研究で各時刻の溶融進展状況が推定されており、それら調査結果との比較により本モデルの妥当性が確認できると考えられる（4.2.1参照）。</p> <p>TMI事故は原子炉容器破損前に事象収束していること、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であり、不確かさが大きいと考えられることから、感度解析による影響の把握を行う（4.3.4、4.3.5、4.3.7及び4.3.8参照）。</p> <p>一方、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに関しては、「ECCS 再循環機能喪失」の事故シーケンスに対して、炉心が露出する場合の重要現象として「燃料棒表面熱伝達」が挙げられているが、有効性評価では炉心露出を判断基準とし、炉心が冠水した状態を取り扱い、その場合には、「燃料棒表面熱伝達」が炉心水位や燃料被覆管温度に与える影響は小さい。なお、再循環機能喪失後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う炉心水位低下の挙動の妥当性については、4.3.1において確認する。</p> <p>4.1.14 原子炉容器破損、溶融</p> <p>原子炉容器破損挙動を溶融炉心挙動と合わせて実験した例は無いため、実験解析により直接的に妥当性評価を行うことは出来ない。以下のように、MAAPコードの原子炉容器破損モデルはTMI事故の知見に基づき開発されており、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>TMI事故では、溶融炉心が下部プレナムへ落下したものの、原子炉容器と溶融炉心のギャップに水が浸入することで原子炉容器壁を冷却できたと推定されている。MAAPコードではTMI事故の調査研究や溶融炉心から原子炉容器壁への伝熱挙動を模擬した実験に基づいて、原子炉容器壁への伝熱挙動をモデル化している。また、原子炉容器破損形態として、原子炉容器のクリープ破損及び計装案内管溶接部の破損が考慮されている。原子炉容器破損モデルは、工学分野でクリープ破損評価に広く使用される Larson-Miller パラメータ手法に基づくものであり、計装案内管溶接部の破損は単純な熱伝導問題であり、これらモデルにはある程度の妥当性があるものと推測される。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを鑑み、不確かさの整理を行うとともに、感度解析による影響の確認を行う（4.3.8参照）。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1.9 原子炉圧力容器内F P 挙動 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)], 原子炉格納容器内F P 挙動 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心からのF P 放出モデルについては、これまでに実験や検討がなされてきており、MAAPではその知見に基づくF P 放出モデルが採用されている。燃料から原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から原子炉格納容器へ放出されるF P 挙動についてPHEBUS-FP 実験のベンチマーク解析によって妥当性を確認する(4.2.7 参照)。また、格納容器内に放出されたエアロゾル挙動についてABCOVE 実験のベンチマークによって妥当性を確認する(4.2.8 参照)。</p>	<p>4.1.15 1次系内FP 挙動, 原子炉格納容器内FP 挙動</p> <p>炉心からのFP 放出モデルについては、これまでに実験や検討がなされてきており、MAAPコードではその知見に基づくFP 放出モデルが採用されている。燃料から1次冷却系へ放出されるFP 挙動についてPHEBUS-FP 試験のベンチマークによって妥当性を確認する(4.2.7 参照)。また、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル挙動についてABCOVE 実験のベンチマークによって妥当性を確認する(4.2.8 参照)。</p> <p>また、有効性評価で採用しているFP 放出モデルの不確かさを考慮し、炉心からの放出速度を変更した場合に対する感度解析によって、炉心損傷検知判断の観点から特に原子炉格納容器空間に放出される希ガスの挙動を比較し、感度解析による影響の確認を行う(4.3.11 参照)。</p>	
<p>4.1.10 原子炉圧力容器内FCI (溶融炉心細粒化, デブリ粒子熱伝達) [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>溶融炉心の細粒化及び粒子状デブリから水への熱伝達については、溶融物の粘性や冷却材条件に違いはあるものの、幅広く個別効果試験が実施されてきた。それらの知見をもとにMAAPのモデルは構成されているので、妥当性確認は不要と考えられる。また、原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧力スパイクについては、専門家間では原子炉冷却材圧力バウンダリや格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられている。</p> <p>ただし、高圧溶融物放出を防止する観点から、原子炉圧力容器内FCIによる原子炉圧力上昇は原子炉圧力容器破損とあいまって、有効性の確認に影響するものと考えられることから、原子炉圧力容器内FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を添付2にまとめており、概要を4.3.4に示す。</p>	<p>4.1.16 原子炉容器内FCI (溶融炉心細粒化, デブリ粒子熱伝達)</p> <p>溶融炉心の細粒化及びデブリ粒子から水への熱伝達については、溶融物の粘性や冷却材条件には違いはあるものの、幅広く個別効果試験が実施されてきた。それらの知見を基にMAAPコードのモデルは構成されているので、妥当性評価は不要と考えられる。また、原子炉容器内FCIにより生じる圧力スパイクについては、専門家間では原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられている。</p> <p>ただし、高圧溶融物噴出を防止する観点から、原子炉容器内FCIによる1次冷却材圧力上昇は原子炉容器破損とあいまって、判断基準への適合性に影響するものと考えられることから、添付1において関連する物理現象も含めた総合的な評価を続けている。このうち、原子炉容器内FCIに関し、概要を4.3.6に示す。</p>	
<p>4.1.11 原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒化, デブリ粒子熱伝達) [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器外FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行ったものを添付2にまとめており、概要を4.3.7に示す。</p>	<p>4.1.17 原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化, デブリ粒子熱伝達)</p> <p>原子炉容器外FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行い添付2にまとめており、4.3.9に概要を示す。</p>	
<p>4.1.12 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり, 溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱, 溶融炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>「格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり」, 「溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱」, 「溶融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」を含めたMCCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行ったものを添付3にまとめており、概要を4.3.8に示す。また、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」, 「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」については、ACE 実験及びSURC-4 実験に対するベンチマーク解析によっても妥当性の確認を行う(4.2.5及び4.2.6 参照)。</p>	<p>4.1.18 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり, 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱, 溶融炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>溶融炉心伝熱モデルは、溶融プールとその周囲の固化したクラストの間の対流熱伝達、上部クラストと上部の原子炉下部キャビティ水あるいは気相への熱伝達、下部クラスト及び側部クラストとコンクリートとの伝熱モデルから構成される。また、コンクリート分解及び非凝縮性ガスの発生は、分解コンクリートと炉心材の混合物の化学平衡計算によりモデル化されている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>「熔融炉心とコンクリートの伝熱」,「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」については、ACE実験及びSURC実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う(4.2.4及び4.2.5参照)。また、これらの物理現象も含めたMCCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行い添付3にまとめており、エラー！参照元が見つかりません。に概要を示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (1/2)

物理現象	重要現象	妥当性確認方法										その他*	
		TMI 事故	CORA 実験	HDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC-4 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 実験	感度解析			
炉心(炉)	崩壊熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.1
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	図 4.2-1	図 4.2-9	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒位置変形	図 4.2-2	~	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.2
	燃料棒位置管酸化	図 4.2-4	図 4.2-16	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気流分離 (水位変化)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
原子炉 压力容器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
原子炉 格納 容器	格納容器各領域間の流動	-	-	-	図 4.2-31	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	図 4.2-19 図 4.2-26 図 4.2-27	図 4.2-32 図 4.2-33	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.6
格納 容器	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.4
	格納容器ベント	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
	サブレーション・プールの冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5

* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (1/2)

物理領域	重要現象	妥当性確認方法										その他*	
		TMI 事故	HDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 実験	感度解析			
炉心	崩壊熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.1
	燃料棒内温度変化	図 4.2-5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	図 4.2-6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒位置管酸化	図 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.4
	燃料棒位置管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次 冷却系	気液分離 (炉心水位)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
	気液分離・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3
格納系	ECCS 強制注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.4
	ECCS 蓄圧タンク注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	流動抵抗 4.3.2
加圧器	冷却材放出	図 4.2-1 図 4.2-2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	図	-	-	-	-
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-30	-	-	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-31	-	-	-	-

* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象