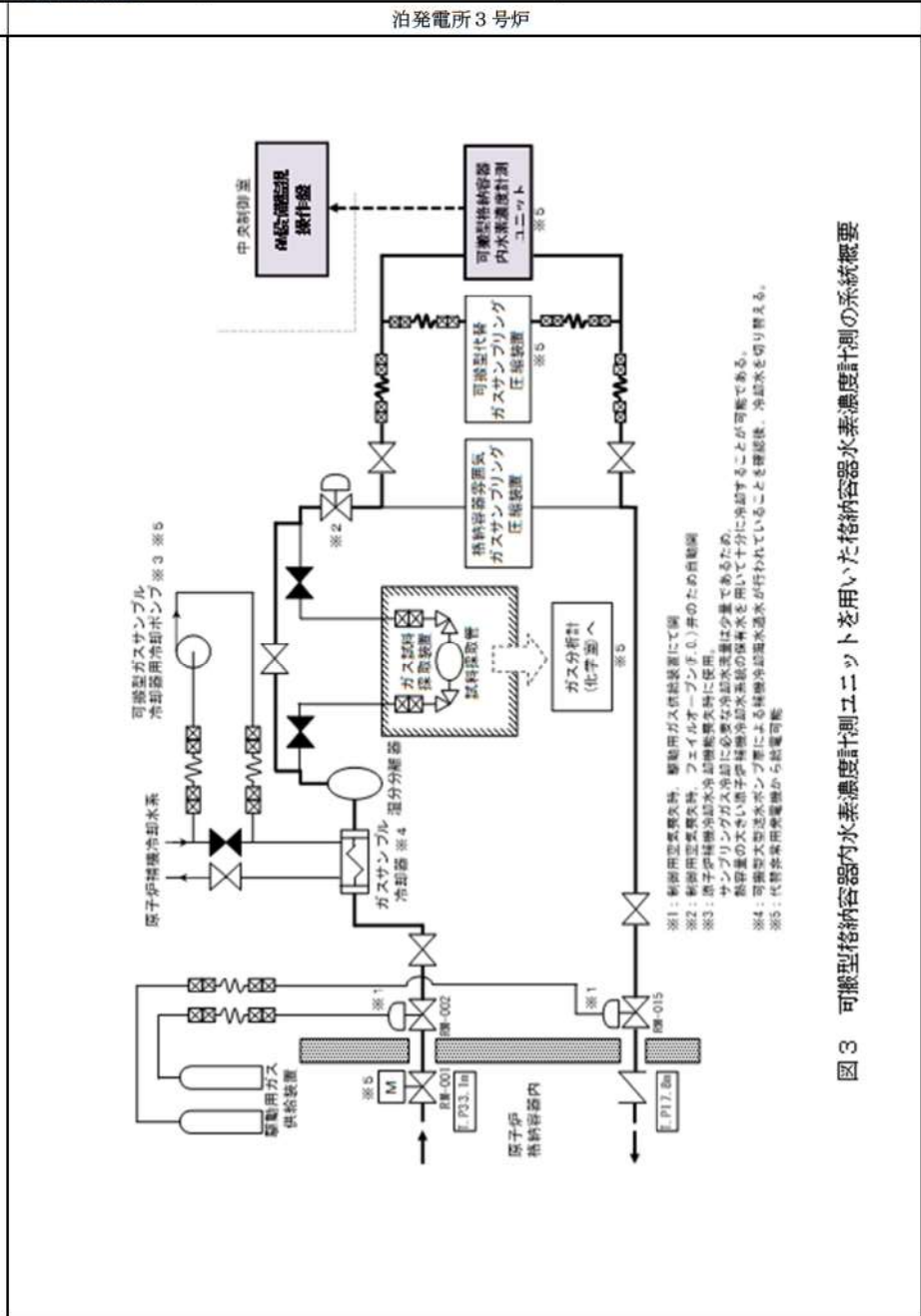
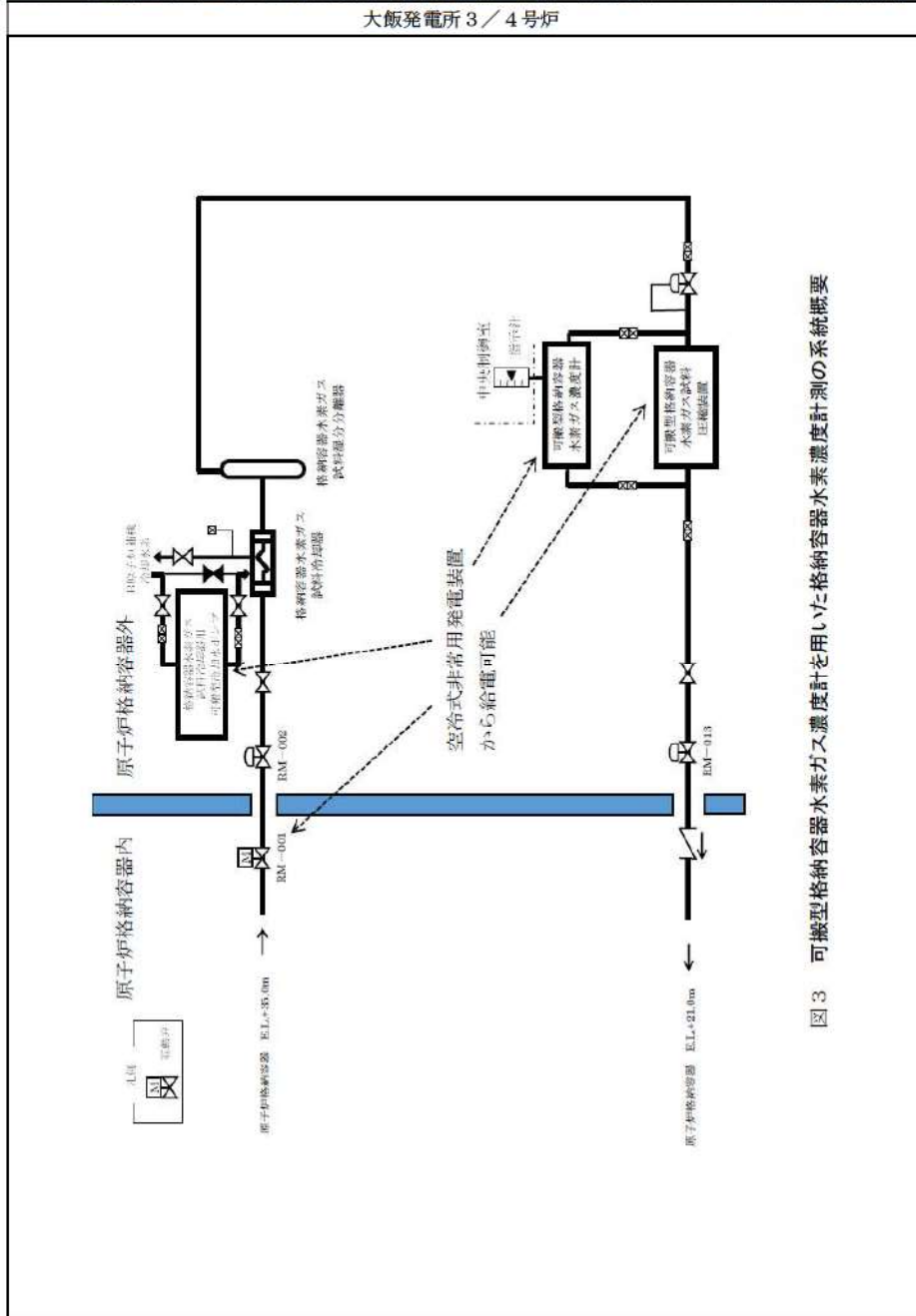
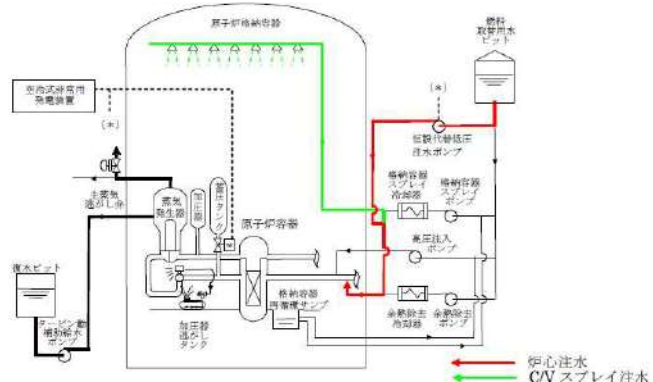
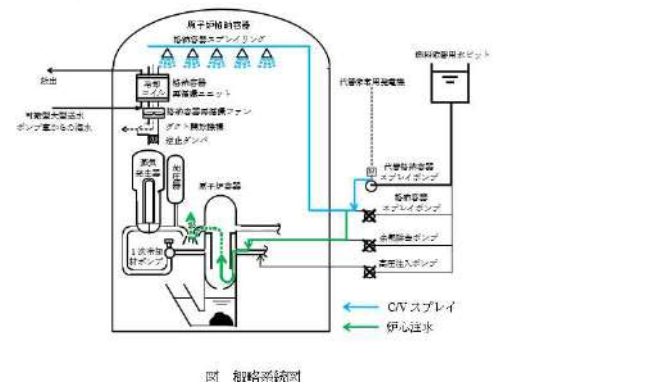


赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)



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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における恒設代替低圧注水ポンプの注水先について</p> <p>1. 事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から恒設代替低圧注水ポンプによる注水準備を開始することにしており、恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、電動弁2弁を中央制御室から遠隔操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を短時間で切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料3.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、恒設代替低圧注水ポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環もしくは代替再循環機能が復旧した場合は、発電所対策本部と協議のうえ、再循環による炉心注水を実施する場合もある。</p> 	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について</p> <p>1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から代替格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始することにしており、代替格納容器スプレイポンプの注水先については、電動弁2弁及び現場手動弁2弁を操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料7.2.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環又は代替再循環機能が復旧した場合は、炉心損傷後の手順書である『第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）』に従い炉心注水を実施する場合もある。</p> 	<p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>運用の相違</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）

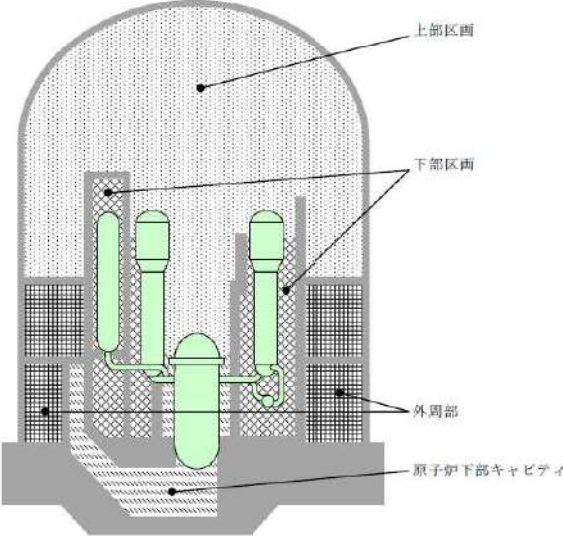
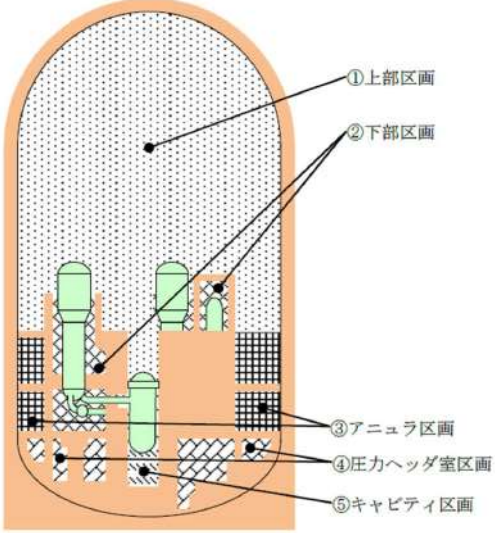
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、恒設代替低圧注水ポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約8.6時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプであり恒設代替低圧注水ポンプとは注水特性が異なるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、代替格納容器スプレイポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプであり代替格納容器スプレイポンプとは注入特性が異なり、また、想定する破断口径の規模によって変動はあるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。また、万一、格納容器内自然対流冷却に失敗した場合においても、原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])に到達すれば、炉心注水を実施している代替格納容器スプレイポンプを原子炉格納容器注水に切り替える場合もあり、原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯のCV型式はPCCVであるためCV内のヒートシンクの効果が大きく、圧力上昇が緩慢となり最高使用圧力到達が泊に比べて遅くなる。(参考：伊方の最高使用圧力到達は約4時間) <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="488 137 696 161">大飯発電所3 / 4号炉</p> <p data-bbox="891 172 1048 196">添付資料3.1.1.4</p> <p data-bbox="398 205 797 229">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p data-bbox="147 274 1048 331">MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p data-bbox="147 341 1048 469">各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p data-bbox="147 478 1048 571">原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心コンクリートの相互作用並びに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（下図中、上部区画と外周部を接続する流路として再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p>  <p data-bbox="421 1305 645 1329">図1 MAAPノード分割図</p>	<p data-bbox="1435 137 1585 161">泊発電所3号炉</p> <p data-bbox="1787 172 1966 196">添付資料7.2.1.1.4</p> <p data-bbox="1323 205 1693 229">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p data-bbox="1064 274 1964 331">MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p data-bbox="1064 341 1964 469">各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p data-bbox="1064 478 1964 571">原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心とコンクリートの相互作用並びに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（下図中の①と③を接続する流路として格納容器再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p>  <p data-bbox="1346 1286 1659 1310">図1 MAAPのノード分割図</p>	<p data-bbox="1977 549 2089 572">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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="235 252 963 1241" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="403 1284 824 1316" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="465 1364 1012 1396" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1137 188 1854 1308" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1339 1327 1684 1359" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="1384 1396 1953 1428" data-label="Text"> <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> </div>	

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については以下の知見が得られている[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるのでいかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①、②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考慮して2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>[1]日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている^[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるので、いかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①と②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考慮して2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>なお、MOX燃料については、含有率13%において融点2730℃であり、UO₂より溶融開始温度が低いいため、MOX燃料を考慮した場合においても2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準とすることは妥当である。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p>記載方針の相違 ・泊はMOX燃料を採用しているためMOX燃料に関する記載 高浜3/4号炉と同様</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶解開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>概略温度 (°C)</p> <p>2800 2700 2500 2400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の熔融 ZrO₂の熔融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の熔融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フォームミンク</p> <p>容器融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p> <p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]</p>	<p>概略温度 (°C)</p> <p>2800 2700 2500 2400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の熔融 ZrO₂の熔融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の熔融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フォームミンク</p> <p>熔融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p> <p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[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）

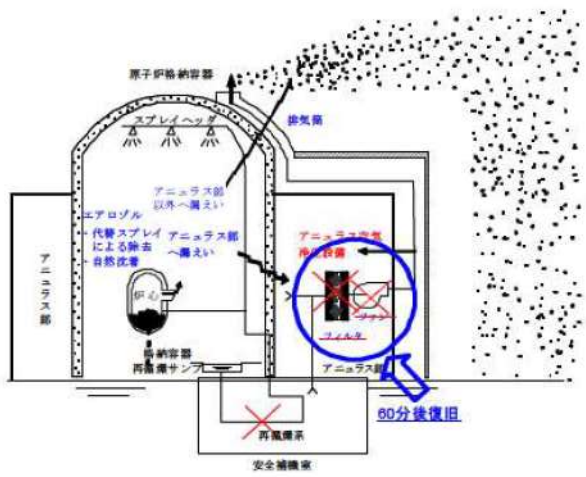
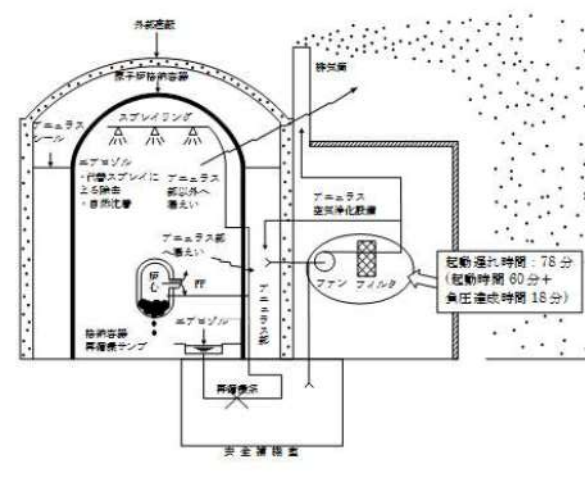
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水解析用データ （格納容器過圧、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>数 値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">(1) 原子炉保護設備</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>92%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>0.6秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) 事象収束に重要な機器・操作関係</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 蓄圧タンク</td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>4基（1ループ当たり1基）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>26㎥（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) タービン動補給水ポンプ</td> </tr> <tr> <td> i 給水開始（自動起動時間）</td> <td>事象発生から60秒後</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>約200㎥/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td colspan="3">3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）</td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>180㎥/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 一旦停止条件</td> <td>1) 原子炉格納容器内保有水量が2,000㎥に到達 2) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> v 間欠運転条件</td> <td>1) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 2) 原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> vi 完全停止条件</td> <td>事象発生から24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td colspan="3">4) 格納容器再循環ユニット</td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生から24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">(3) 事故条件</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 破断位置</td> </tr> <tr> <td> i 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) 破断体様</td> </tr> <tr> <td> i 破断体様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」			原子炉トリップ			i 設定点	92%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答時間	0.6秒	最大値（設計要求値）	2) 事象収束に重要な機器・操作関係			1) 蓄圧タンク			i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	26㎥（1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補給水ポンプ			i 給水開始（自動起動時間）	事象発生から60秒後	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	約200㎥/h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	180㎥/h	設計値	iv 一旦停止条件	1) 原子炉格納容器内保有水量が2,000㎥に到達 2) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満	運転員等操作余裕の考え方	v 間欠運転条件	1) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 2) 原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止	運転員等操作余裕の考え方	vi 完全停止条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台		(3) 事故条件			1) 破断位置			i 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断体様			i 破断体様	完全両端破断	事故想定	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 システム熱水解析用データ （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>数 値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">(1) 原子炉保護設備</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>65%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答遅れ</td> <td>1.8秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) 事故収束に重要な機器・操作関係</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 蓄圧タンク</td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>3基</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>29.0㎥（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) タービン動補給水ポンプ</td> </tr> <tr> <td> i 給水開始（自動起動時間）</td> <td>事象発生から60秒後</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>80㎥/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td colspan="3">3) 代替格納容器スプレイポンプ</td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>140㎥/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 停止条件</td> <td>事象発生から24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td colspan="3">4) 格納容器再循環ユニット</td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生から24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">(3) 事故条件</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 破断位置</td> </tr> <tr> <td> i 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2) 破断体様</td> </tr> <tr> <td> i 破断体様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			原子炉トリップ			i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）	2) 事故収束に重要な機器・操作関係			1) 蓄圧タンク			i 基数	3基	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	29.0㎥（1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補給水ポンプ			i 給水開始（自動起動時間）	事象発生から60秒後	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	80㎥/h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器スプレイポンプ			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	140㎥/h	設計値	iv 停止条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台		(3) 事故条件			1) 破断位置			i 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断体様			i 破断体様	完全両端破断	事故想定	<p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊では代替格納容器スプレイの間欠運転の条件とならないため一旦停止、間欠運転の条件を記載していない</p>
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																														
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																																
1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」																																																																																																																																																																																
原子炉トリップ																																																																																																																																																																																
i 設定点	92%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																																														
ii 応答時間	0.6秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																														
2) 事象収束に重要な機器・操作関係																																																																																																																																																																																
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																																
i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値																																																																																																																																																																														
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																																														
iii 保有水量	26㎥（1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																																														
2) タービン動補給水ポンプ																																																																																																																																																																																
i 給水開始（自動起動時間）	事象発生から60秒後	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																														
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																																														
iii 容量	約200㎥/h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																														
3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）																																																																																																																																																																																
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																																														
iii 容量	180㎥/h	設計値																																																																																																																																																																														
iv 一旦停止条件	1) 原子炉格納容器内保有水量が2,000㎥に到達 2) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
v 間欠運転条件	1) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 2) 原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
vi 完全停止条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																																																
i 開始条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
ii 台数	2台																																																																																																																																																																															
(3) 事故条件																																																																																																																																																																																
1) 破断位置																																																																																																																																																																																
i 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																																														
2) 破断体様																																																																																																																																																																																
i 破断体様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																																														
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																														
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																																
1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」																																																																																																																																																																																
原子炉トリップ																																																																																																																																																																																
i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																																														
ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																														
2) 事故収束に重要な機器・操作関係																																																																																																																																																																																
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																																
i 基数	3基	設計値																																																																																																																																																																														
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																																														
iii 保有水量	29.0㎥（1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																																														
2) タービン動補給水ポンプ																																																																																																																																																																																
i 給水開始（自動起動時間）	事象発生から60秒後	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																														
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																																														
iii 容量	80㎥/h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																														
3) 代替格納容器スプレイポンプ																																																																																																																																																																																
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																																														
iii 容量	140㎥/h	設計値																																																																																																																																																																														
iv 停止条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																																																
i 開始条件	事象発生から24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																														
ii 台数	2台																																																																																																																																																																															
(3) 事故条件																																																																																																																																																																																
1) 破断位置																																																																																																																																																																																
i 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																																														
2) 破断体様																																																																																																																																																																																
i 破断体様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																																														

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="891 172 1048 194">添付資料 3.1.1.7</p> <p data-bbox="385 242 806 264">Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について</p> <p data-bbox="152 309 268 331">1. 評価事象</p> <p data-bbox="152 344 1048 469">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137の放出放射エネルギーを評価した。</p> <p data-bbox="152 481 1048 641">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れ量が多くなるとともに、早期の漏れに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなる。</p> <p data-bbox="152 686 268 708">2. 評価条件</p> <p data-bbox="152 721 358 743">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="165 756 958 778">評価イメージを第2-1図に、大気中へのCs-137放出量評価のプロセスを第2-2図に示す。</p>  <p data-bbox="488 1356 712 1378">第2-1図 評価イメージ</p>	<p data-bbox="1787 172 1944 194">添付資料 7.2.1.1.7</p> <p data-bbox="1303 242 1724 264">Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について</p> <p data-bbox="1070 309 1187 331">1. 評価事象</p> <p data-bbox="1070 344 1966 469">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137の放出放射エネルギーを評価した。</p> <p data-bbox="1070 481 1966 641">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高めに推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れ量が多くなるとともに、早期の漏れに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなる。</p> <p data-bbox="1070 686 1187 708">2. 評価条件</p> <p data-bbox="1070 721 1276 743">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="1084 756 1792 778">評価イメージを図1に、大気中へのCs-137放出量評価のプロセスを図2に示す。</p>  <p data-bbox="1393 1356 1594 1378">図1 評価イメージ</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2-2図に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。格納容器からの漏えい率については、有効性評価の格納容器内圧の変化を基に設定し、アニユラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能を評価する。</p> <p>第2-2図 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>図2に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニユラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能を評価する。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p> <p>図2 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>評価方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>※1：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。（次頁表のGas ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮）</p> <p>※2：原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPECによる、エアロゾルの重力沈降速度を用いたモデルが検討されており、以下の式から求められる。</p> $\lambda_d = k_g \frac{A_r}{V_g}$ <p> λ_d：自然沈着率 A_r：原子炉格納容器床面積 k_g：重力沈降速度 V_g：原子炉格納容器自由体積 </p> <p>※3：スプレイによるCs-137の除去速度を以下の式により算出</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s：スプレイ除去速度 V_s：スプレイ領域の体積 E：捕集効率 h：スプレイ液滴落下高さ F：スプレイ流量 D：スプレイ液滴直径 PWRを模擬したNUPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定 </p>	<p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放射線エネルギー評価について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<p>2. 2 評価条件 第2-1表に評価条件を示す。</p>	<p>2. 2 評価条件 表1に評価条件を示す。なお、評価対象炉心は評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定して評価を実施した。（別添参照）</p>																																																											
<p>第2-1表 評価条件 (1/3)</p>	<p>表1 評価条件 (1/3)</p>																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td rowspan="2">長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間</td> <td>NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間</td> <td>54 分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)</td> <td>SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい率</td> <td>0.16 %/日</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。	原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。	代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間	54 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (2,652MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差 (+2%) を考慮</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料)</td> <td rowspan="2">評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間</td> <td>NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間</td> <td>60 分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)</td> <td>SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい率</td> <td>0.16%/d</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮	原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定	代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<p>設計の相違 ・泊は MOX 燃料も装荷できるが、評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定</p>
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。																																																										
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間	54 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮																																																										
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定																																																										
代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																							
<p>第2-1表 評価条件 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>アニュラス部体積</td> <td>13,100 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>9.36×10³ m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)</td> </tr> <tr> <td>アニュラス負圧達成時間</td> <td>62分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0~62分：0% 62分～：99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。</td> </tr> <tr> <td>評価期間</td> <td>7日間</td> <td>7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。</td> </tr> </tbody> </table>		評価条件	使用値	選定理由	アニュラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。	アニュラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。	評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。	<p>表1 評価条件 (2 / 3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)</td> <td>エアロゾル粒子：10</td> <td>粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>アニュラス部体積</td> <td>7,860m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>1.86×10⁴m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)</td> </tr> <tr> <td>アニュラス負圧達成時間</td> <td>78分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0~78分：0% 78分～：99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。</td> </tr> <tr> <td>評価期間</td> <td>7日間</td> <td>7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。</td> </tr> </tbody> </table>		評価条件	使用値	選定理由	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子：10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定	アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。	アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。	評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。	<p>【大飯】 評価条件の相違 ・起動遅れ時間は泊も大飯も60分を想定しているが、負圧達成時間が泊18分に対して大飯が2分 ・これは主にCV型式の違いに起因しており、大飯はPCVのためCV壁が薄いコンクリートで構成されており、アニュラス部への熱が乾きやすい一方、泊は鋼製CVであり、アニュラス部への熱が乾きやすいことから、大飯はCV壁が厚いためCV壁温度（圧力）が上昇するため負圧達成時間を要する</p>
評価条件	使用値	選定理由																																									
アニュラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。																																									
アニュラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)																																									
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。																																									
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。																																									
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。																																									
評価条件	使用値	選定理由																																									
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子：10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定																																									
アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。																																									
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)																																									
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。																																									
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。																																									
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。																																									
<p>第2-1表 評価条件 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類</th> <th>Cs類</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心内蓄積量 (Bq)</td> <td>約 4.0×10¹⁹</td> <td>約 4.0×10¹⁹</td> <td>約 1.7×10¹⁹ (約 4.3×10¹⁷**2)</td> <td>約 2.5×10¹⁹</td> <td>約 2.5×10¹⁹</td> <td>約 4.5×10¹⁹</td> <td>約 8.6×10¹⁹</td> <td>約 8.8×10¹⁹</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量</p>			希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10 ¹⁹	約 4.0×10 ¹⁹	約 1.7×10 ¹⁹ (約 4.3×10 ¹⁷ **2)	約 2.5×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 4.5×10 ¹⁹	約 8.6×10 ¹⁹	約 8.8×10 ¹⁹	<p>表1 評価条件 (3 / 3) *1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類</th> <th>Cs類</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心内蓄積量 (Bq)</td> <td>約 3.1×10¹⁹</td> <td>約 3.1×10¹⁹</td> <td>約 1.3×10¹⁹ (約 3.3×10¹⁷)*2</td> <td>約 1.9×10¹⁹</td> <td>約 1.9×10¹⁹</td> <td>約 3.5×10¹⁹</td> <td>約 6.6×10¹⁹</td> <td>約 6.8×10¹⁹</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量</p>			希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 1.3×10 ¹⁹ (約 3.3×10 ¹⁷)*2	約 1.9×10 ¹⁹	約 1.9×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 6.8×10 ¹⁹				
	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																			
炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10 ¹⁹	約 4.0×10 ¹⁹	約 1.7×10 ¹⁹ (約 4.3×10 ¹⁷ **2)	約 2.5×10 ¹⁹	約 2.5×10 ¹⁹	約 4.5×10 ¹⁹	約 8.6×10 ¹⁹	約 8.8×10 ¹⁹																																			
	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																			
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.1×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁹	約 1.3×10 ¹⁹ (約 3.3×10 ¹⁷)*2	約 1.9×10 ¹⁹	約 1.9×10 ¹⁹	約 3.5×10 ¹⁹	約 6.6×10 ¹⁹	約 6.8×10 ¹⁹																																			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

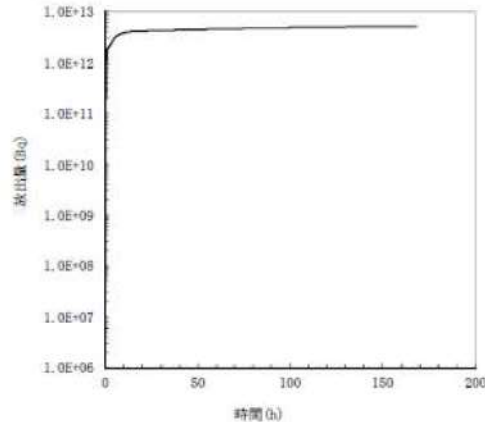
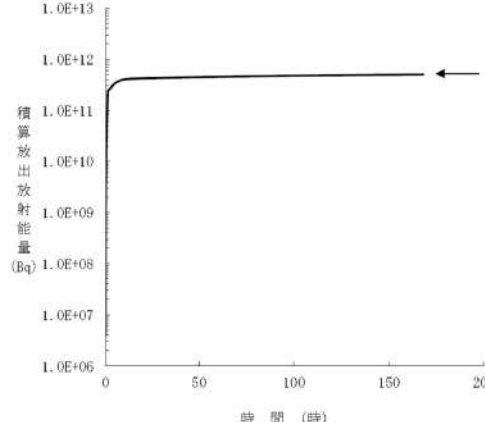
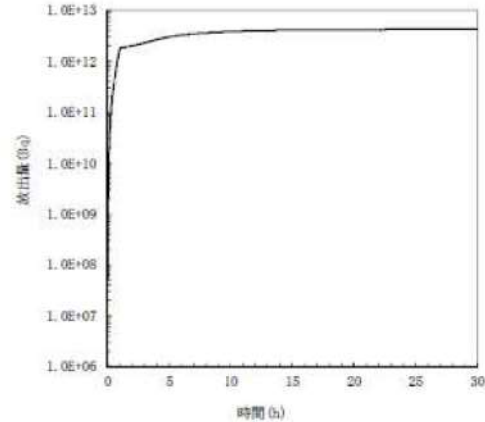
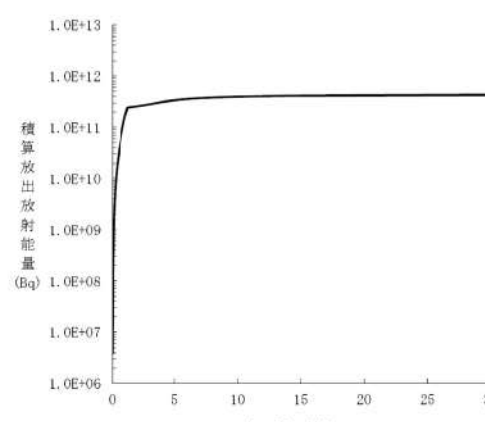
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 評価結果</p> <p>大飯発電所3号炉（4号炉）のCs-137の大気中への放出放射能は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能の総量を評価した結果、約5.2TBqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>第3-1図に大気放出過程を、第3-2図に放出放射能の推移グラフを示す。</p> <div data-bbox="313 446 840 1276"> <p style="text-align: center;">単位：Bq（GROSS値）</p> <p style="text-align: center;">第3-1図：Cs-137の大気放出過程</p> </div>	<p>3. 評価結果</p> <p>Cs-137の大気中への放出放射能は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能の総量を評価した結果、約5.1×10¹²Bqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>図3に大気放出過程を、図4及び図5に放出放射能の推移グラフを示す。</p> <div data-bbox="1209 446 1870 1276"> <p style="text-align: center;">単位：Bq（GROSS値）</p> <p style="text-align: center;">図3 Cs-137の大気放出過程</p> </div>	<p>評価結果の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3-2図(1/2) Cs-137 積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移(7日間(168時間))</p>	 <p>図4 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移(7日間(168時間))</p>	
 <p>第3-2図(2/2) Cs-137 積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移(30時間)</p>	 <p>図5 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移(30時間)</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																														
<p>【以下、泊同様、55Gwd/t 燃料及びMOX 燃料を装荷している伊方3号炉記載】 ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、伊方発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射能評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射能も多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="219 574 981 790"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射能は多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射能の比較</p> <table border="1" data-bbox="174 1093 952 1236"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量</td> <td>約3.3×10^{17} Bq</td> <td>約3.2×10^{17} Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射能</td> <td>約5.1×10^{11} Bq</td> <td>約4.9×10^{12} Bq</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点) 【ここまで伊方3号炉記載】</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq	Cs-137の環境への放出放射能	約 5.1×10^{11} Bq	約 4.9×10^{12} Bq	<p style="text-align: right;">(別添)</p> <p>ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、泊発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射能評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射能も多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1131 574 1892 790"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射能は多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射能の比較</p> <table border="1" data-bbox="1108 1093 1915 1236"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)</td> <td>約3.3×10^{17}</td> <td>約3.2×10^{17}</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射能(Bq)</td> <td>約5.1×10^{11} (約5.1×10^{11}IBq)</td> <td>約4.8×10^{11} (約4.8×10^{11}IBq)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点)</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX炉心	Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}	Cs-137の環境への放出放射能(Bq)	約 5.1×10^{11} (約 5.1×10^{11} IBq)	約 4.8×10^{11} (約 4.8×10^{11} IBq)	<p>※同様の資料が泊にあったが、伊方ベースに修正</p>
		主要条件																																														
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq																																														
Cs-137の環境への放出放射能	約 5.1×10^{11} Bq	約 4.9×10^{12} Bq																																														
	主要条件																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}																																														
Cs-137の環境への放出放射能(Bq)	約 5.1×10^{11} (約 5.1×10^{11} IBq)	約 4.8×10^{11} (約 4.8×10^{11} IBq)																																														

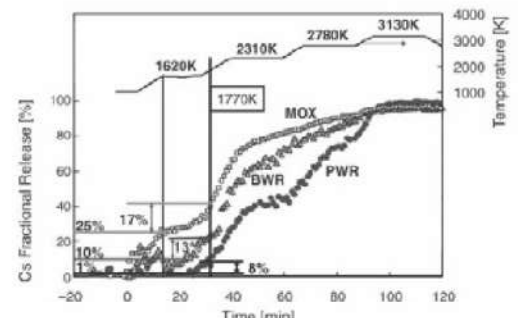
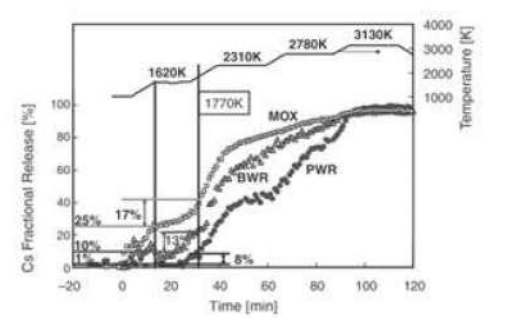
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">(別紙1)</p> <p style="text-align: center;">原子炉運転時間について</p> <p>(1) 55GWd/t ウラン炉心</p> <p>55GWd/t ウラン炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 49,000MWd/t）に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、以下の式から求めることができる。</p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{49,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,814 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p>(2) 55GWd/t-1/4MOX 炉心</p> <p>55GWd/t-1/4MOX 炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 48,000MWd/t）に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>MOX 燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 38,000MWd/t）に対しては原子炉の運転時間を最高 30,000 時間とし、燃料を 1/3 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、各々以下の式から求めることができる。</p> <p><ウラン燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{48,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,145 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p><MOX 燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{38,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 25,448 \text{ (h)} \Rightarrow 30,000 \text{ 時間} \end{aligned}$	<p>記載方針の相違</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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																
<p>【以下、MOX燃料を装荷している玄海3 / 4号炉の記載】</p> <p>一方、国内においても、UO₂燃料とMOX燃料の放射性物質の放出挙動の違いについて研究が実施されており、旧原研のVEGA実験にてCsの挙動について調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温（約3100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、U燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている⁽³⁾⁽⁴⁾。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を第1図に、各ペレットの試験条件を第9表に示す⁽⁴⁾</p>  <p>第1図 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>第9表 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="246 1037 940 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1600/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1600/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>(別紙2)</p> <p>MOX燃料からのCsの放出割合について</p> <p>MOX燃料からのCsの放出挙動については、国内では旧原研のVEGA実験（添付-1）にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態（約3,100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、ウラン燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽²⁾。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する、燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を図1に、各ペレットの試験条件を表1に示す⁽²⁾。</p>  <p>図1 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>表1 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1164 1037 1859 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1000/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>資料構成の相違</p> <p>記載表現の相違</p>
	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1600/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															
	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															

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）

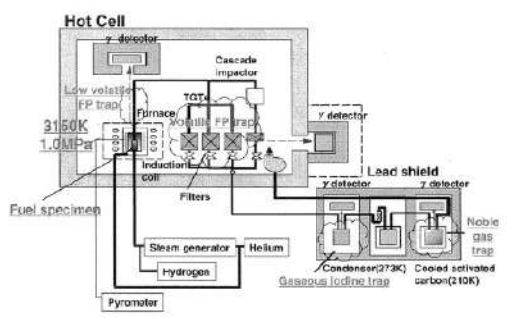
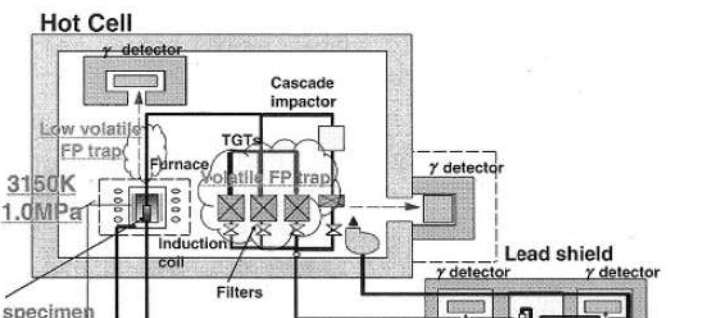
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この結果を見ると、約1800Kまでの低温領域において、Csの放出割合の上昇率がPWR燃料に比べ、BWR燃料及びMOX燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中のCsが、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs放出が始まったためであるとされており、この温度領域のCs放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表9のとおりであり、PWR燃料に比べ、MOX燃料及びBWR燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX燃料の放出割合がPWR燃料よりも大きくなっている。約1800Kから約2800Kまでの温度領域については、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についてもCsの放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量のCsが放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂燃料とMOX燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによるCs放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Csの放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、PWRにおけるMOX炉心の場合、平均線出力密度はUO₂燃料もMOX燃料も変わらないため、MOXペレットの温度についてもほぼUO₂燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近いVEGA実験におけるPWR-UO₂燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA実験の考察からも、MOX燃料とUO₂燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465において、燃料が高温となり溶解に至る過程はEarly in-vesselフェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽⁶⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器へのCsの放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA実験とNUREG/CR-5747は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465のEarly in-vesselフェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、このNUREG/CR-5747に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1次系での沈着等が考慮された値となっている。第10表、第11表にNUREG/CR-5747における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465に基づいて設定したMOX燃料からの放出割合とVEGA実験におけるMOX燃料から放出割合は同等と考えられる。</p>	<p>この結果を見ると、約1,800Kまでの低温領域において、Csの放出割合の上昇率が、PWR燃料に比べ、BWR燃料及びMOX燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中のCsが、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs放出が始まったためであるとされており、この温度領域のCs放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表1のとおりであり、PWR燃料に比べ、MOX燃料及びBWR燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX燃料の放出割合がPWR燃料よりも大きくなっている。約1,800Kから約2,800Kまでの温度領域では、固体内Cs拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2,800K以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についてもCsの放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量のCsが放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂燃料とMOX燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによるCs放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Csの放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、泊発電所3号炉における設置変更許可申請書記載のMOX炉心の場合、平均線出力密度はMOX燃料もUO₂燃料も変わりなく、約17.1kW/mであるため、MOX燃料ペレットの温度についてもほぼUO₂燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近いVEGA実験におけるPWR-UO₂燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA実験の考察からも、MOX燃料とUO₂燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465において、燃料が高温となり溶解に至る過程はEarly in-vesselフェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽³⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器へのCsの放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA実験とNUREG/CR-5747は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465のEarly in-vesselフェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、このNUREG/CR-5747に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1次冷却系での沈着等が考慮された値となっている。表2、表3にNUREG/CR-5747における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465に基づいて設定したMOX燃料からのCs放出割合とVEGA実験におけるMOX燃料からのCs放出割合は同等と考えられる。</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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
<p>第10表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、高圧シーケンス)</p> <p>Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Nuclide</th> <th colspan="2">Surry</th> <th colspan="2">Zion</th> <th colspan="3">Sequoyah</th> <th>DCONEE</th> </tr> <tr> <th>TMLC</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>TMLC</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.46</td> <td>0.3</td> <td>0.54</td> <td>0.43</td> <td>0.44</td> <td>0.85</td> <td>0.36</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>7x10⁻⁴</td> <td>5x10⁻⁴</td> <td>2x10⁻³</td> <td>4x10⁻⁴</td> <td>6x10⁻⁴</td> <td>8x10⁻⁴</td> <td>5X10⁻⁴</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.013</td> <td>0.01</td> <td>0.02</td> <td>8x10⁻³</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> <td>0.01</td> <td>0.013</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>5x10⁻⁸</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p>第11表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、低圧シーケンス)</p> <p>Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Nuclide</th> <th colspan="2">Surry</th> <th colspan="2">Sequoyah</th> <th>DCONEE</th> </tr> <tr> <th>Y</th> <th>AD</th> <th>TBA</th> <th>ACD</th> <th>SIDCF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.63</td> <td>0.86</td> <td>0.80</td> <td>0.51</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>1.5x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>2x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.03</td> <td>0.02</td> <td>0.04</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table>	Nuclide	Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB	SDB	TMLC	TMLC	NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.44	0.85	0.36	0.3	Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴	Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013	Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	0	0	0	La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	Nuclide	Surry		Sequoyah		DCONEE	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF	NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35	Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴	Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014	Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	<p>表2 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、高圧シーケンス)</p> <p>Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Nuclide</th> <th colspan="2">Surry</th> <th colspan="2">Zion</th> <th colspan="3">Sequoyah</th> <th>DCONEE</th> </tr> <tr> <th>TMLC</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>TMLC</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.46</td> <td>0.3</td> <td>0.54</td> <td>0.43</td> <td>0.44</td> <td>0.85</td> <td>0.36</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>7x10⁻⁴</td> <td>5x10⁻⁴</td> <td>2x10⁻³</td> <td>4x10⁻⁴</td> <td>6x10⁻⁴</td> <td>8x10⁻⁴</td> <td>5X10⁻⁴</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.013</td> <td>0.01</td> <td>0.02</td> <td>8x10⁻³</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> <td>0.01</td> <td>0.013</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>5x10⁻⁸</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、低圧シーケンス)</p> <p>Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Nuclide</th> <th colspan="2">Surry</th> <th colspan="2">Sequoyah</th> <th>DCONEE</th> </tr> <tr> <th>Y</th> <th>AD</th> <th>TBA</th> <th>ACD</th> <th>SIDCF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.63</td> <td>0.86</td> <td>0.80</td> <td>0.51</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>1.5x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>2x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.03</td> <td>0.02</td> <td>0.04</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table>	Nuclide	Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB	SDB	TMLC	TMLC	NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.44	0.85	0.36	0.3	Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴	Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013	Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	0	0	0	La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	Nuclide	Surry		Sequoyah		DCONEE	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF	NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35	Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴	Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014	Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	<p>(3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</p>
Nuclide		Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB	SDB	TMLC	TMLC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.44	0.85	0.36	0.3																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Nuclide	Surry		Sequoyah		DCONEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ce	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Nuclide	Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB	SDB	TMLC	TMLC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.44	0.85	0.36	0.3																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Nuclide	Surry		Sequoyah		DCONEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ce	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
<p>(1) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(3) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</p>	<p>(1) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(3) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p style="text-align: center;">(参考1)</p> <p style="text-align: center;">VEGA実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="291 718 761 1037"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Fu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table> <p>実験方法</p> <p>供試体（ペレット）を2773Kから3123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>【ここまで玄海3 / 4号炉の記載】</p>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Fu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	<p style="text-align: center;">添付-1</p> <p style="text-align: center;">VEGA 実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>実験方法</p> <p>供試体（ペレット）を2,773Kから3,123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="1209 1021 1612 1324"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Pu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Fu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉格納容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="313 606 784 1149"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Sury</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOR, no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-8</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>S2D-9</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>AFW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOF</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Sury	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-8	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	S2D-9	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven	S3HF	AFW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="1276 622 1680 1149"> <caption>Table 3.2 FWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Sury</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOR, no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-8</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>S2D-9</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>AFW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOF</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について表2のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Sury	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-8	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	S2D-9	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven	S3HF	AFW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power	
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																														
Sury	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																														
	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no AFWS																																																																																																																																														
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																														
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																														
	S2D-8	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																														
S2D-9	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																															
Zion	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																														
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																														
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																														
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																														
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																														
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																														
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																														
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																														
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																														
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																														
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																														
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																														
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven																																																																																																																																														
	S3HF	AFW operates																																																																																																																																														
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																														
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																														
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																													
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																													
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																													
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																													
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power																																																																																																																																													
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																														
Sury	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																														
	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no AFWS																																																																																																																																														
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																														
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																														
	S2D-8	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																														
S2D-9	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																															
Zion	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																														
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																														
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																														
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																														
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																														
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																														
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																														
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																														
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																														
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																														
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																														
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																														
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven																																																																																																																																														
	S3HF	AFW operates																																																																																																																																														
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																														
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																														
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																													
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																													
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																													
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																													
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power																																																																																																																																													

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																						
<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>第2表 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="230 316 918 539"> <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> 事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。 ・Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 ・Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 </p> <p> 事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた大阪3号機及び4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。 </p> <p>第3表 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="250 1043 889 1209"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約21分</td> <td>約21分～約1.4時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p> 炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。 NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において </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		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>表2 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="1176 331 1787 582"> <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> 事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。 ・Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 ・Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 </p> <p> 事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、表3のとおりとなる。 </p> <p>表3 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="1205 1050 1758 1204"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約19分</td> <td>約19分～約1.8時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p> 炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。 NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において </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		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約19分	約19分～約1.8時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	
	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																																																																																																																				
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																						
MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間																																																																																																																						
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																						
	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																																																																																																																				
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																						
MAAP	0～約19分	約19分～約1.8時間																																																																																																																						
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																						

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-2022(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="277 427 889 531" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、第4表に示す (ERI/NRC02-202Table 3. 1)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1. 183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="300 1201 875 1437" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁵</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁵ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </div>	<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="1135 427 1890 531" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、参考1の表6及び表7に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1. 183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="1229 1201 1827 1437" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁴</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁴ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </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）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">大阪発電所3 / 4号炉</p> <p style="text-align: center;">第4表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 3.1 PWR Releases into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1" data-bbox="291 239 896 654"> <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>Ducts (Hours)</td> <td>0.4 (0.2)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07³ (0.05)</td> <td>0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.35; 0.19TR (0.15)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.01 (0.01)</td> <td>0.25; 0.19TR (0.27)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.003 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)</td> <td>0.40 (0.75)</td> <td>0.20 (0.05)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (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>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR²</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (one group)⁴</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.001)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Cu</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Mo</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 29 GWd/t.</p> <p>² The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>³ TR = total release. The position in Paren is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>⁴ NIP- No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁵ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. YERCOB and INVT (ORNL) experiments cited, show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁶ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>		Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Ducts (Hours)	0.4 (0.2) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.19TR (0.15)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.19TR (0.27)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.003 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.75)	0.20 (0.05)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.001)	(0.001)	(0)	Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (one group) ⁴	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">【比較のため表6を再掲】</p> <p style="text-align: center;">表6 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 3.1 PWR Releases into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1" data-bbox="1232 239 1836 654"> <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>Ducts (Hours)</td> <td>0.4 (0.2)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07³ (0.05)</td> <td>0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.33; 0.19TR (0.15)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.25; 0.19TR (0.27)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.005 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)</td> <td>0.40 (0.75)</td> <td>0.20 (0.05)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (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>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR²</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (one group)⁴</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.001)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Cu</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Mo</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 29 GWd/t.</p> <p>² The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>³ TR = total release. The position in Paren is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>⁴ NIP- No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁵ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. YERCOB and INVT (ORNL) experiments cited, show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁶ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>		Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Ducts (Hours)	0.4 (0.2) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.33; 0.19TR (0.15)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.19TR (0.27)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.75)	0.20 (0.05)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.001)	(0.001)	(0)	Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (one group) ⁴	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p>相違理由</p> <p>設計の相違 ・泊は MOX 燃料を採用</p>
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
Ducts (Hours)	0.4 (0.2) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.19TR (0.15)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.19TR (0.27)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.003 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.75)	0.20 (0.05)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.001)	(0.001)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (one group) ⁴	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
Ducts (Hours)	0.4 (0.2) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.33; 0.19TR (0.15)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.19TR (0.27)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.75)	0.20 (0.05)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.001)	(0.001)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (one group) ⁴	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128³)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料の放出割合は、第5表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。</p> <p>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128³)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、参考1の表8及び表9に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。表4にそれらのデータを整理した。</p> <p>³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>設計の相違 ・泊は MOX 燃料を採用</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																															
<p>第5表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gcp Release 0.22 (0.5)</th> <th>In-vessel Release 4.5 (1.0)</th> <th>Ex-vessel Release 4.8 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 143 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.34 (0.05)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.35)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Ru, Cs)</td> <td>0.000 (0.05)</td> <td>0.22 (0.25)</td> <td>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0005 (0)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.002 (0.10)</td> <td>- (-)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.005 (0)</td> <td>0.30 (0.25)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.00 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.08 (0.025)</td> <td>0.01 (0.025)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.005 (0.005)</td> <td>0.0025 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Ce, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (5x10⁻⁴)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (5x10⁻⁴)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)[※]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.97</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> <td>0.60</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>	Duration (hours)	Gcp Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.0)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Ru, Cs)	0.000 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0005 (0)	0.004 (0.02)	0.002 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.005 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.25)	0.00 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.025)	0.01 (0.025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Rh, etc.)	-	0.005 (0.005)	0.0025 (0.0025)	-	Lanthanides (Ce, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-		NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	希ガス類	1.0	1.0	0.97	よう素類	0.75	0.85	0.60	Cs類	0.75	0.75	0.31	<p>表4 全放出期間での原子炉格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)[※]</th> <th>ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)[※]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼燃料)</th> <th>SAND 2011-0128 (MOX燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.97</td> <td>0.96</td> </tr> <tr> <td>よう素</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> <td>0.82</td> <td>0.60</td> <td>0.62</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.31</td> <td>0.55</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>		NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) [※]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)	希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96	よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62	セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55	<p>記載箇所の相違 ・酒は(参考1)に記載</p>
Duration (hours)	Gcp Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.0)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)																																																																																													
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																	
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)																																																																																													
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)																																																																																													
Alkali Metals (Ru, Cs)	0.000 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																													
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0005 (0)	0.004 (0.02)	0.002 (0.10)	- (-)																																																																																													
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.005 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.25)	0.00 (0.005)																																																																																													
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.025)	0.01 (0.025)	0.03 (0)																																																																																													
Noble Metals (Ru, Rh, etc.)	-	0.005 (0.005)	0.0025 (0.0025)	-																																																																																													
Lanthanides (Ce, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-																																																																																													
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																													
	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)																																																																																														
希ガス類	1.0	1.0	0.97																																																																																														
よう素類	0.75	0.85	0.60																																																																																														
Cs類	0.75	0.75	0.31																																																																																														
	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) [※]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)																																																																																												
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96																																																																																												
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62																																																																																												
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55																																																																																												
<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。</p> <p>大飯3、4号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3、4号炉の燃料棒最高燃焼度は61GWd/tであり、R.G. 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、大飯3、4号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。</p> <p>燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、MOX燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、燃料棒最高燃焼度はウラン燃焼で61GWd/t、MOX燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の原子炉格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>設計の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP 解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表にまた、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器外への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入及び格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を表5に、また、比較方法を図1に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果をMAAPコードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射線量評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果をMAAPコードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>評価結果の相違</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)

大飯発電所3 / 4号炉											泊発電所3号炉											相違理由																																																																																										
第7表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較 <table border="1"> <thead> <tr> <th>MAAPコード</th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類^{※2}</th> <th>Cs類^{※2}</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>9.3×10⁻¹</td> <td>9.2×10⁰</td> <td>8.0×10⁻¹</td> <td>3.2×10⁻²</td> <td>8.0×10⁻²</td> <td>3.7×10⁰</td> <td>4.6×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>8.9×10⁻⁵</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.8×10⁻⁵</td> <td>1.5×10⁻⁵</td> <td>6.0×10⁻⁷</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> <td>6.9×10⁻⁶</td> <td>8.7×10⁻⁹</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">今回の評価 (NIREG-1465に基づく)^{※1}</td> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>7.5×10⁻¹</td> <td>7.5×10⁻¹</td> <td>3.1×10⁻¹</td> <td>5.0×10⁻¹</td> <td>5.5×10⁰</td> <td>5.2×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>1.1×10⁻⁵</td> <td>3.6×10⁻⁴</td> <td>2.2×10⁻⁴</td> <td>8.9×10⁻⁵</td> <td>3.5×10⁻⁵</td> <td>1.6×10⁻⁶</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> </tr> </tbody> </table>												MAAPコード	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹	9.2×10 ⁰	8.0×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻²	8.0×10 ⁻²	3.7×10 ⁰	4.6×10 ⁻⁴	CV外への放出割合	8.9×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	6.0×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁹	今回の評価 (NIREG-1465に基づく) ^{※1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰	5.2×10 ⁻³	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁵	3.5×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	第5表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較 ^{※1} <table border="1"> <thead> <tr> <th>MAAPコード</th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類^{※2}</th> <th>Cs類^{※2}</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>9.6×10⁻¹</td> <td>9.2×10⁻¹</td> <td>8.0×10⁻¹</td> <td>3.4×10⁻²</td> <td>7.2×10⁻²</td> <td>2.3×10⁻¹</td> <td>3.9×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>9.6×10⁻³</td> <td>3.0×10⁻⁴</td> <td>1.9×10⁻⁵</td> <td>1.5×10⁻⁵</td> <td>6.9×10⁻⁷</td> <td>1.3×10⁻⁵</td> <td>4.7×10⁻⁵</td> <td>7.4×10⁻⁹</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">今回の評価</td> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>7.5×10⁻¹</td> <td>3.1×10⁻¹</td> <td>1.2×10⁻¹</td> <td>5.0×10⁻¹</td> <td>5.5×10⁰</td> <td>5.2×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>1.1×10⁻⁵</td> <td>3.6×10⁻⁴</td> <td>2.0×10⁻⁴</td> <td>8.0×10⁻⁵</td> <td>3.2×10⁻⁵</td> <td>1.4×10⁻⁶</td> <td>1.4×10⁻⁶</td> </tr> </tbody> </table>												MAAPコード	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹	3.9×10 ⁻⁴	CV外への放出割合	9.6×10 ⁻³	3.0×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁹	今回の評価	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰	5.2×10 ⁻³	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	
												MAAPコード	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																																																																												
CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹	9.2×10 ⁰	8.0×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻²	8.0×10 ⁻²	3.7×10 ⁰	4.6×10 ⁻⁴																																																																																																								
CV外への放出割合	8.9×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	6.0×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁹																																																																																																								
今回の評価 (NIREG-1465に基づく) ^{※1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰	5.2×10 ⁻³																																																																																																								
	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁵	3.5×10 ⁻⁵	1.6×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶																																																																																																								
MAAPコード	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																																																																																								
CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻¹	3.9×10 ⁻⁴																																																																																																								
CV外への放出割合	9.6×10 ⁻³	3.0×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁹																																																																																																								
今回の評価	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻¹	5.5×10 ⁰	5.2×10 ⁻³																																																																																																								
	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶																																																																																																								
※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。 ※2 MAAPコードによるCs類の放出割合の評価においては、放出割合・放出時間の異なるCsIとCsOHそれぞれについて評価し、CsIとCsOHそれぞれの放出量の評価結果を合計してCs類の評価結果としている。												※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。 ※2 Csのように複数の化学形態 (CsOH, CsIグループ) を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。																																																																																																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

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）

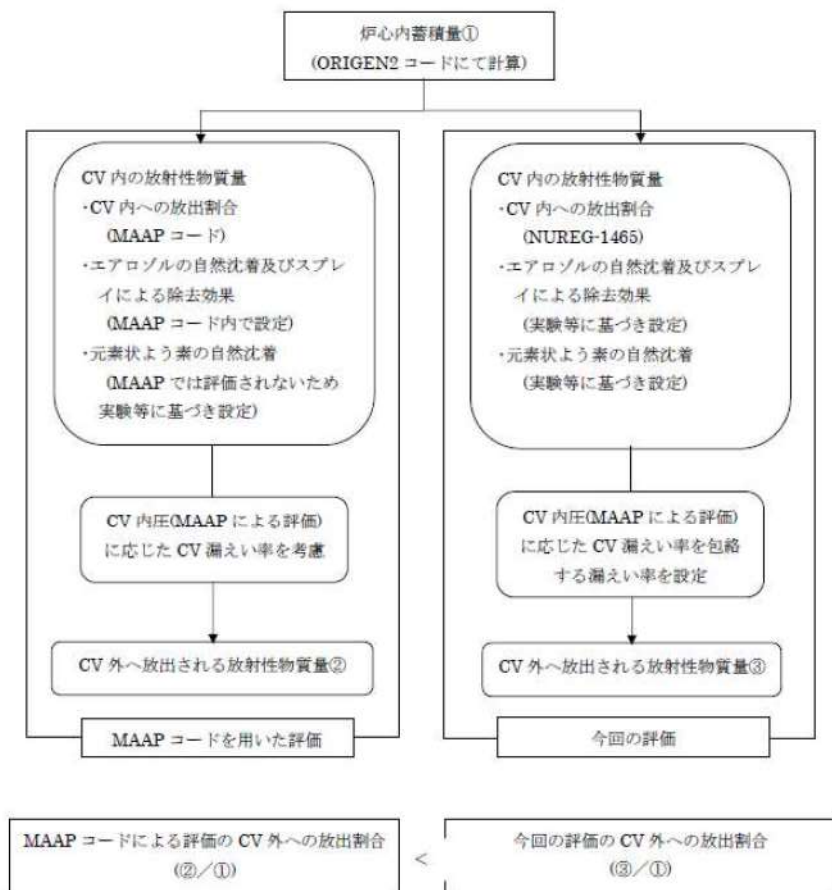
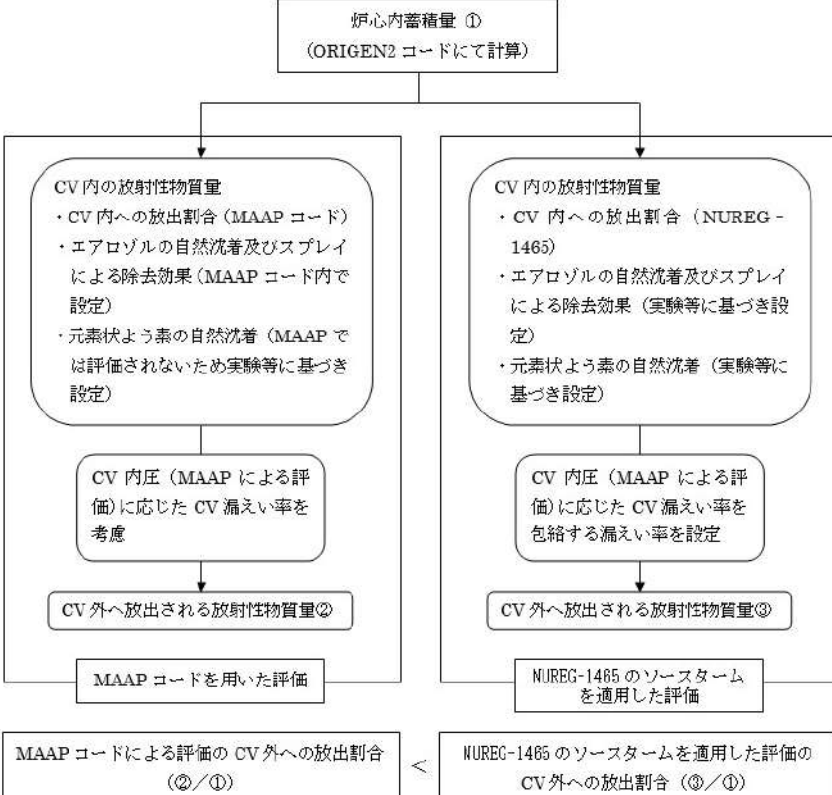
大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>  <p>炉心内蓄積量① (ORIGEN2コードにて計算)</p> <p>CV内の放射性物質質量 ・CV内への放出割合 (MAAPコード) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (MAAPコード内で設定) ・元素状よう素の自然沈着 (MAAPでは評価されないため実験等に基づき設定)</p> <p>CV内圧(MAAPによる評価)に応じたCV漏えい率を考慮</p> <p>CV外へ放出される放射性物質質量②</p> <p>MAAPコードを用いた評価</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①)</p> <p>CV内の放射性物質質量 ・CV内への放出割合 (NUREG-1465) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (実験等に基づき設定)</p> <p>CV内圧(MAAPによる評価)に応じたCV漏えい率を包絡する漏えい率を設定</p> <p>CV外へ放出される放射性物質質量③</p> <p>今回の評価</p> <p>今回の評価のCV外への放出割合 (③/①)</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①) < 今回の評価のCV外への放出割合 (③/①)</p>	 <p>炉心内蓄積量① (ORIGEN2コードにて計算)</p> <p>CV内の放射性物質質量 ・CV内への放出割合 (MAAPコード) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (MAAPコード内で設定) ・元素状よう素の自然沈着 (MAAPでは評価されないため実験等に基づき設定)</p> <p>CV内圧 (MAAPによる評価)に応じたCV漏えい率を考慮</p> <p>CV外へ放出される放射性物質質量②</p> <p>MAAPコードを用いた評価</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①)</p> <p>CV内の放射性物質質量 ・CV内への放出割合 (NUREG-1465) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (実験等に基づき設定)</p> <p>CV内圧 (MAAPによる評価)に応じたCV漏えい率を包絡する漏えい率を設定</p> <p>CV外へ放出される放射性物質質量③</p> <p>NUREG-1465のソースタームを適用した評価</p> <p>NUREG-1465のソースタームを適用した評価のCV外への放出割合 (③/①)</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①) < NUREG-1465のソースタームを適用した評価のCV外への放出割合 (③/①)</p>	<p>相違理由</p>

図1 MAAPコードによるソースターム解析をした評価方法と本評価による放出量の比較方法

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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)

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																															
	(参考1)	資料構成の相違																																																																																															
	<p>表6 ERI/WRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>0.0 (0.0)</td> <td>0.0 (0.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.01; 1.07, 0.07, 0.12³ (0.0)</td> <td>4.0, 3.0; 0.43; 0.95, 1.0TR (0.0)</td> <td>4.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.03 (0.0)</td> <td>0.35, 0.97TR (0.1)</td> <td>0.25 (0.2)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.0)</td> <td>0.25, 0.97TR (0.1)</td> <td>0.35 (0.3)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.045 (0)</td> <td>0.19, 0.3; 0.30, 0.15, 0.7TR (0.0)</td> <td>0.40 (0.2)</td> <td>0.24 (0.0)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.42, 0.04 (0.0)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15, 0.3; 0.1; 4.3, 0.7TR⁴</td> <td>0.0; 0.02; 0.1; 4.2, TR</td> <td>0; 0, 0.03; 0.05, TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.005; 0.0025, 0.01, 0.01; 4.0TR</td> <td>0.002; 0.02; 0.42; 0.02, TR</td> <td>0.41; 0.01, 0.01, 0.16, TR</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Co</td> <td>0</td> <td>0.002, 0.0015, 0.01, 0.01; 0.02TR</td> <td>0.015, 0.003, 0.41, 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.000; 4.000; 4.001, 0.012; 0.02TR</td> <td>0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.011, 0.01, 0.01; 6.01; 4.0TR</td> <td>0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group⁵)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> <td>1.000; 0.402, 0.01 (0.002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.005)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Gd, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.002, 0.02TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>0; 0</td> <td>0.001, 0.02TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pm, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that across the period's understanding, the only about 1/2 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the best when accident analysis was performed for core that was uniformly burned, usually to 19 GWd.</p> <p>² Duration: Table 1.1</p> <p>³ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1.1).</p> <p>⁴ TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>⁵ NE = No entry; the panel reviewer concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁶ IAEA CORA experiments show that about 4.5% release from the fuel is a 10% release to the containment. Simulink has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁷ Three panel members raised the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, with two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)	Noble Gases	0.05, 0.01; 1.07, 0.07, 0.12 ³ (0.0)	4.0, 3.0; 0.43; 0.95, 1.0TR (0.0)	4.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.03 (0.0)	0.35, 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25, 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.045 (0)	0.19, 0.3; 0.30, 0.15, 0.7TR (0.0)	0.40 (0.2)	0.24 (0.0)	Barium, Strontium	0 (0)	0.42, 0.04 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)	Mn, Tc	0	0.15, 0.3; 0.1; 4.3, 0.7TR ⁴	0.0; 0.02; 0.1; 4.2, TR	0; 0, 0.03; 0.05, TR	Ru, Rh, Pd	0	0.005; 0.0025, 0.01, 0.01; 4.0TR	0.002; 0.02; 0.42; 0.02, TR	0.41; 0.01, 0.01, 0.16, TR	Cerium group	(0)	(0.005)	(0.001)	(0)	Co	0	0.002, 0.0015, 0.01, 0.01; 0.02TR	0.015, 0.003, 0.41, 0.01, TR	0	Pu, Zr	0	0.000; 4.000; 4.001, 0.012; 0.02TR	0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR	0	Np	0	0.011, 0.01, 0.01; 6.01; 4.0TR	0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR	0	Lanthanides (see group ⁵)	0; 0; 0 (0)	1.000; 0.402, 0.01 (0.002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Gd, Nd	0; 0	0.002, 0.02TR	0.00; TR	0; TR	Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR	Nb	0; 0	0.001, 0.02TR	0.00; TR	0; TR	Pm, Sm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR	
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)																																																																																													
Noble Gases	0.05, 0.01; 1.07, 0.07, 0.12 ³ (0.0)	4.0, 3.0; 0.43; 0.95, 1.0TR (0.0)	4.3 (0)	0 (0)																																																																																													
Halogens	0.03 (0.0)	0.35, 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25, 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0.045 (0)	0.19, 0.3; 0.30, 0.15, 0.7TR (0.0)	0.40 (0.2)	0.24 (0.0)																																																																																													
Barium, Strontium	0 (0)	0.42, 0.04 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)																																																																																													
Mn, Tc	0	0.15, 0.3; 0.1; 4.3, 0.7TR ⁴	0.0; 0.02; 0.1; 4.2, TR	0; 0, 0.03; 0.05, TR																																																																																													
Ru, Rh, Pd	0	0.005; 0.0025, 0.01, 0.01; 4.0TR	0.002; 0.02; 0.42; 0.02, TR	0.41; 0.01, 0.01, 0.16, TR																																																																																													
Cerium group	(0)	(0.005)	(0.001)	(0)																																																																																													
Co	0	0.002, 0.0015, 0.01, 0.01; 0.02TR	0.015, 0.003, 0.41, 0.01, TR	0																																																																																													
Pu, Zr	0	0.000; 4.000; 4.001, 0.012; 0.02TR	0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR	0																																																																																													
Np	0	0.011, 0.01, 0.01; 6.01; 4.0TR	0.005, 0.005; 0.41; 0.01, TR	0																																																																																													
Lanthanides (see group ⁵)	0; 0; 0 (0)	1.000; 0.402, 0.01 (0.002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)																																																																																													
La, Eu, Gd, Nd	0; 0	0.002, 0.02TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Nb	0; 0	0.001, 0.02TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Pm, Sm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
	<p>表7 ERI/WRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)</p> <p>Table 3.12 MOX Releases into Containment¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.4); 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>0.0 (0.0)</td> <td>0.0 (0.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)</td> <td>0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.25 TR (0.0)</td> <td>0.4; 0.3; 0.3; TR (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05; 0.25, 0.01, 0.05, 0.07 (0.0)</td> <td>0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.92TR (0.3)</td> <td>0.15; 0.2; 0.25; 4.25, TR (0.2)</td> <td>0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05; 0.05, 0.05; 0.05, 0.07 (0.0)</td> <td>0.25; 0.30; 0.35, 0.30; 0.65TR (0.2)</td> <td>0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)</td> <td>0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0; 0; 0, 0.005; 0.005 (0)</td> <td>0.1; 0.15; 0.3, 0.35; 0.7TR (0.0)</td> <td>0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)</td> <td>0.1; 0.2; 0.2; TR (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>NE³, NE, NE; 0, 0 (0)</td> <td>NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.0)</td> <td>NE, NE, NE; 0.1, 0.1 (0.1)</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Tc</td> <td>NE, NE, NE; 0, 0</td> <td>NE, NE, NE; 0.1; 0.1</td> <td>NE, NE, NE; 0.01, 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.1; 0.1</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>NE, NE, NE; 0, 0</td> <td>NE, NE, NE; 0.05; 0.1</td> <td>NE, NE, NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Co</td> <td>NE, NE, NE; 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, NE; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, NE; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>NE, NE, NE; 0, 0</td> <td>NE, NE, NE; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE, NE, NE; 0.01</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>NE, NE, NE; 0, 0 (0)</td> <td>NE, NE, NE, NE; 0.005 (0.002)</td> <td>NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)</td> <td>NE, NE, NE; 0.01 (0)</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1.1).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.</p> <p>³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ The values in Table 3.12 are for release from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.4); 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)	Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.25 TR (0.0)	0.4; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)	Halogens	0.05; 0.25, 0.01, 0.05, 0.07 (0.0)	0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.92TR (0.3)	0.15; 0.2; 0.25; 4.25, TR (0.2)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)	Alkali Metals	0.05; 0.05, 0.05; 0.05, 0.07 (0.0)	0.25; 0.30; 0.35, 0.30; 0.65TR (0.2)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)	Tellurium group	0; 0; 0, 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3, 0.35; 0.7TR (0.0)	0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)	0.1; 0.2; 0.2; TR (0.005)	Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.0)	NE, NE, NE; 0.1, 0.1 (0.1)	NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)	Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)	Mn, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	Cerium group	(0)	(0.005)	(0.005)	(0)	Co	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01	Pu, Zr	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01	Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01	Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE, NE; 0.005 (0.002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; 0.01 (0)																					
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.4); 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)																																																																																													
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.25 TR (0.0)	0.4; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)																																																																																													
Halogens	0.05; 0.25, 0.01, 0.05, 0.07 (0.0)	0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.92TR (0.3)	0.15; 0.2; 0.25; 4.25, TR (0.2)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05; 0.05, 0.05; 0.05, 0.07 (0.0)	0.25; 0.30; 0.35, 0.30; 0.65TR (0.2)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0; 0; 0, 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3, 0.35; 0.7TR (0.0)	0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)	0.1; 0.2; 0.2; TR (0.005)																																																																																													
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.0)	NE, NE, NE; 0.1, 0.1 (0.1)	NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)																																																																																													
Mn, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1																																																																																													
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01																																																																																													
Cerium group	(0)	(0.005)	(0.005)	(0)																																																																																													
Co	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01																																																																																													
Pu, Zr	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01																																																																																													
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01																																																																																													
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE, NE; 0.005 (0.002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; 0.01 (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）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																								
	<p>表8 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (hours)</td> <td>0.22 (0.5)</td> <td>4.5 (1.5)</td> <td>4.8 (2.0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.54 (0.95)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.35)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.23 (0.25)</td> <td>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (0)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (0.10)</td> <td>- (-)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.30 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.08 (0.0025)</td> <td>0.01 (0.0025)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (2x10⁻⁶)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (5x10⁻⁶)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>表9 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）</p> <p>Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (hours)</td> <td>0.36 (0.50)</td> <td>4.4 (1.3)</td> <td>6.5 (2.0)</td> <td>16 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.86 (0.95)</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.026 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.48 (0.35)</td> <td>0.06 (0.25)</td> <td>0.055 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.014 (0.050)</td> <td>0.44 (0.25)</td> <td>0.07 (0.35)</td> <td>0.025 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>-</td> <td>0.0015 (0.020)</td> <td>0.008 (0.1)</td> <td>9x10⁻³ (0)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.014 (0)</td> <td>0.48 (0.05)</td> <td>0.04 (0.25)</td> <td>0.055 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.27 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>0.024 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>3 x10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1 x10⁻⁶ (0.0002)</td> <td>3 x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0 x10⁻⁶ (0.0005)</td> <td>5 x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>		Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-		Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)	Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻³ (0)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁶ (0.0002)	3 x10⁻⁴ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁶ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-	
	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																						
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)																																																																																																																						
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																										
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)																																																																																																																						
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)																																																																																																																						
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																																																						
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																						
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																																																																						
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)																																																																																																																						
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-																																																																																																																						
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																						
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																						
	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																						
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)																																																																																																																						
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																										
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)																																																																																																																						
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)																																																																																																																						
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)																																																																																																																						
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻³ (0)																																																																																																																						
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)																																																																																																																						
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)																																																																																																																						
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)																																																																																																																						
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁶ (0.0002)	3 x10⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																						
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁶ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																						

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p style="text-align: center;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第9-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第9-2表に示す。</p> <p>MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">第9-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="315 874 819 1155"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 0.0</td><td>0</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 7.7×10⁹</td><td>62</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.9×10¹³</td><td>16</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 4.2×10¹²</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 7.7×10¹²</td><td>6</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 4.9×10¹¹</td><td><1</td></tr> <tr><td>Co類</td><td>約 9.4×10¹²</td><td>8</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 5.7×10¹²</td><td>5</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.2×10¹⁴</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0	0	ヨウ素類	約 7.7×10 ⁹	62	Cs類	約 1.9×10 ¹³	16	Te類	約 4.2×10 ¹²	3	Ba類	約 7.7×10 ¹²	6	Ru類	約 4.9×10 ¹¹	<1	Co類	約 9.4×10 ¹²	8	La類	約 5.7×10 ¹²	5	合計	約 1.2×10 ¹⁴	100	<p style="text-align: center;">(参考2)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳として I-131等価量換算値を表10に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を表11に示す。I-131等価量換算はハロゲン（ヨウ素類）が約55%、Ce類が約15%、Cs類が約12%、La類が約12%、その他が約7%となっており、γ線エネルギー0.5MeV換算は希ガス類が91%、ハロゲン（ヨウ素類）が7%、Cs類が2%、その他が約1%となっている。</p> <p>なお、MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">表10 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="1256 868 1771 1254"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能^(注1, 2) (Bq)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>He類</td><td>0.0E+00</td><td>0</td></tr> <tr><td>I類</td><td>3.2E+13</td><td>55</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>3.8E+12</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>6.1E+12</td><td>4</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>5.9E+11</td><td><1</td></tr> <tr><td>Co類</td><td>2.2E+13</td><td>15</td></tr> <tr><td>La類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.5E+14</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 ^(注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)	He類	0.0E+00	0	I類	3.2E+13	55	Ce類	1.7E+13	12	Te類	3.8E+12	3	Ba類	6.1E+12	4	Ru類	5.9E+11	<1	Co類	2.2E+13	15	La類	1.7E+13	12	合計	1.5E+14	100	<p>記載方針の相違</p>
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.7×10 ⁹	62																																																												
Cs類	約 1.9×10 ¹³	16																																																												
Te類	約 4.2×10 ¹²	3																																																												
Ba類	約 7.7×10 ¹²	6																																																												
Ru類	約 4.9×10 ¹¹	<1																																																												
Co類	約 9.4×10 ¹²	8																																																												
La類	約 5.7×10 ¹²	5																																																												
合計	約 1.2×10 ¹⁴	100																																																												
核種グループ	放出放射能 ^(注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)																																																												
He類	0.0E+00	0																																																												
I類	3.2E+13	55																																																												
Ce類	1.7E+13	12																																																												
Te類	3.8E+12	3																																																												
Ba類	6.1E+12	4																																																												
Ru類	5.9E+11	<1																																																												
Co類	2.2E+13	15																																																												
La類	1.7E+13	12																																																												
合計	1.5E+14	100																																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

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）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>第9-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 （ガンマ線エネルギー0.5MeV換算）</p> <table border="1" data-bbox="304 323 862 620"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能（注1, 2, 3） （Bq）</th> <th>内訳 （%）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.0×10^{16}</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 6.1×10^{14}</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 1.7×10^{14}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 2.9×10^{13}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 2.0×10^{13}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 8.6×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 1.3×10^{12}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 3.7×10^{12}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.1×10^{16}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注1）7日間積算放出量 （注2）有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能（注1, 2, 3） （Bq）	内訳 （%）	希ガス類	約 1.0×10^{16}	92	ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6	Cs類	約 1.7×10^{14}	2	Te類	約 2.9×10^{13}	<1	Ba類	約 2.0×10^{13}	<1	Ru類	約 8.6×10^{11}	<1	Ce類	約 1.3×10^{12}	<1	La類	約 3.7×10^{12}	<1	合計	約 1.1×10^{16}	100	<p>表11 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 （ガンマ線エネルギー0.5MeV換算）</p> <table border="1" data-bbox="1245 323 1787 732"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能（注1, 2） （Bq）</th> <th>寄与割合 （%）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe類</td> <td>$9.7E+15$</td> <td>91</td> </tr> <tr> <td>I類</td> <td>$6.7E+14$</td> <td>7</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>$1.7E+14$</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>$3.1E+13$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>$1.7E+13$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>$9.9E+11$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>$1.1E+12$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>$2.9E+12$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>$9.5E+15$</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注1）7日間積算放出量 （注2）有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能（注1, 2） （Bq）	寄与割合 （%）	Xe類	$9.7E+15$	91	I類	$6.7E+14$	7	Cs類	$1.7E+14$	2	Te類	$3.1E+13$	<1	Ba類	$1.7E+13$	<1	Ru類	$9.9E+11$	<1	Ce類	$1.1E+12$	<1	La類	$2.9E+12$	<1	合計	$9.5E+15$	100	
核種グループ	放出放射能（注1, 2, 3） （Bq）	内訳 （%）																																																												
希ガス類	約 1.0×10^{16}	92																																																												
ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6																																																												
Cs類	約 1.7×10^{14}	2																																																												
Te類	約 2.9×10^{13}	<1																																																												
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1																																																												
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1																																																												
La類	約 3.7×10^{12}	<1																																																												
合計	約 1.1×10^{16}	100																																																												
核種グループ	放出放射能（注1, 2） （Bq）	寄与割合 （%）																																																												
Xe類	$9.7E+15$	91																																																												
I類	$6.7E+14$	7																																																												
Cs類	$1.7E+14$	2																																																												
Te類	$3.1E+13$	<1																																																												
Ba類	$1.7E+13$	<1																																																												
Ru類	$9.9E+11$	<1																																																												
Ce類	$1.1E+12$	<1																																																												
La類	$2.9E+12$	<1																																																												
合計	$9.5E+15$	100																																																												

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所3号機及び4号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.94 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (大飯発電所3号機及び4号機 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号機及び4号機 72,900 m³) </p> <p>ここで、V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載され</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を k_g とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) k_g : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積(m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積(m³) </p> <p>ここで、k_g の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $k_g = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を表1にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されて</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>ている値である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="224 263 963 486"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa・s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m/s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Cslと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	<p>いる値である。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1131 255 1859 510"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV床面積 (m²)</td> <td>1250</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>CV自由体積 (m³)</td> <td>65500</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa・s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m/s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Cslと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	CV床面積 (m ²)	1250	設計値	CV自由体積 (m ³)	65500	設計値	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	
パラメータ	値	備考																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										
パラメータ	値	備考																																										
CV床面積 (m ²)	1250	設計値																																										
CV自由体積 (m ³)	65500	設計値																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径 </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2VD}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 [h⁻¹] V : スプレイ領域の体積 [m³] E : 捕集効率 [-] </p> <p> h : スプレイ液滴落下高さ [m] F : スプレイ流量 [m³/h] D : スプレイ液滴直径 [m] </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>スプレイの効率を表すパラメータとして、単一液滴による除去効率を表すパラメータである捕集効率 E をスプレイ液滴直径 D で除した値 E/D が用いられる。一般的にスプレイ液滴直径が小さいほど E/D の値は大きくなる傾向にあり、本設スプレイ相当では E/D は 10m⁻¹ 以上確保できるとされている (SRP6.5.2)。ただし、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレイの実施時には E/D は低下することが考えられる。</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

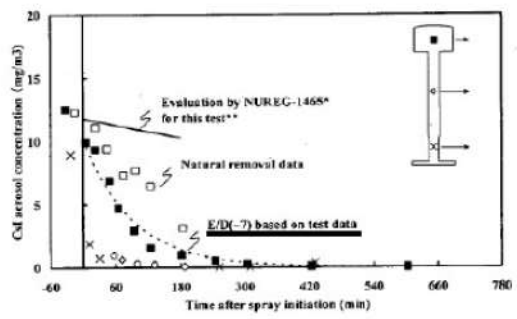
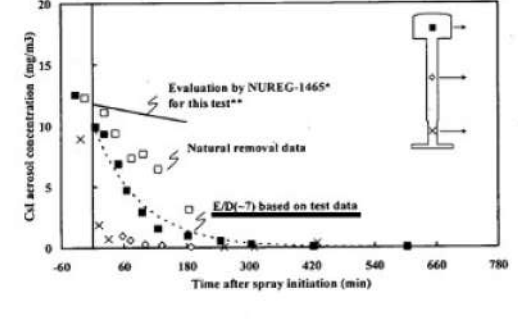
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ50と設定した。SRP6.5.2では DF50 到達以降は、E/D を1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p>	<div data-bbox="1198 199 1814 686" data-label="Diagram"> <p>スプレイ液滴直径 D : 小 ⇒ 表面積/体積 : 大 ⇒ スプレイ効率 E/D : 大</p> <p>スプレイ液滴直径 D : 大 ⇒ 表面積/体積 : 小 ⇒ スプレイ効率 E/D : 小</p> <p>図 スプレイ効率について</p> </div> <p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ50と設定した。SRP6.5.2では DF50 到達以降は、E/D を1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hfE}{2VD}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hfE}{2VD}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	
<p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	<p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	
<p>(2) 大飯発電所3号機及び4号機への適用</p> <p>大飯発電所3号機及び4号機の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7としている。NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mmの条件の下で、E/D=7との結果が得られている。</p> <p>CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。</p> <p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、大飯発電所3号機及び4号機の場合、スプレイ粒径 1.5mm以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 120m³/hが必要である。今回の評価で用いた大飯発電所3号機及び4号機の代替格納容器スプレイ流量 130m³/h (> 120m³/h)であり、スプレイ粒径 1.5mm以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>(2) 泊発電所3号炉への適用</p> <p>泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 [m⁻¹]としている。NUPEC の試験では PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mmの条件の下で、E/D=7 [m⁻¹]との結果が得られている。PCCV プラントと泊発電所3号炉では、シビアアクシデント時の温度や圧力について若干の差があると思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径Dは大きく影響を与えることがわかる（添付1 参照）。</p> <p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 [m⁻¹]を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレイ粒径 1.5mm以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 100m³/hが必要である。今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレイ流量 140m³/h (> 100m³/h)であり、スプレイ粒径 1.5mm以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>記載方針の相違 ・記載は鋼製CVを採用する伊方3号炉と同様 設計の相違</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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																										
添付-1 CSE データ (“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971)	添付1 CSE データ (“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971)																																																																																																																																																											
CSE での各試験での条件表を以下に示す。	CSE での各試験での条件表を以下に示す。																																																																																																																																																											
<p style="text-align: center;">TABLE II Experimental Conditions—CSE Spray Tests</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>Run A-3</th> <th>Run A-4</th> <th>Run A-6</th> <th>Run A-7</th> <th>Run A-8</th> <th>Run A-9</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Atmosphere</td> <td>Air</td> <td>Air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> </tr> <tr> <td>Temperature, °F</td> <td>77</td> <td>77</td> <td>250</td> <td>250</td> <td>250</td> <td>250</td> </tr> <tr> <td>Pressure, psia</td> <td>14.5</td> <td>14.6</td> <td>44</td> <td>50</td> <td>48</td> <td>44</td> </tr> <tr> <td>Nozzle type</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>b</td> <td>c</td> </tr> <tr> <td>Drop MMD, μ^d</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>770</td> <td>1220</td> </tr> <tr> <td>Geometric standard deviation, σ</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.50</td> <td>1.50</td> </tr> <tr> <td>Number of nozzles</td> <td>3</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>Spray rate, gal/min</td> <td>12.8</td> <td>48.8</td> <td>49</td> <td>49</td> <td>50.5</td> <td>145</td> </tr> <tr> <td>Total spray volume, gal</td> <td>510</td> <td>1950</td> <td>1960</td> <td>1960</td> <td>2020</td> <td>2300</td> </tr> <tr> <td>Spray solution</td> <td>e</td> <td>e</td> <td>f</td> <td>e</td> <td>f</td> <td>f</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5. ^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5. ^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^g3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5. ^dMass median diameter.</p>		Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9	Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Temperature, °F	77	77	250	250	250	250	Pressure, psia	14.5	14.6	44	50	48	44	Nozzle type	a	a	a	a	b	c	Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220	Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50	Number of nozzles	3	12	12	12	12	12	Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145	Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300	Spray solution	e	e	f	e	f	f	<p style="text-align: center;">TABLE II Experimental Conditions—CSE Spray Tests</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>Run A-3</th> <th>Run A-4</th> <th>Run A-6</th> <th>Run A-7</th> <th>Run A-8</th> <th>Run A-9</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Atmosphere</td> <td>Air</td> <td>Air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> <td>Steam-air</td> </tr> <tr> <td>Temperature, °F</td> <td>77</td> <td>77</td> <td>250</td> <td>250</td> <td>250</td> <td>250</td> </tr> <tr> <td>Pressure, psia</td> <td>14.6</td> <td>14.6</td> <td>44</td> <td>50</td> <td>48</td> <td>44</td> </tr> <tr> <td>Nozzle type</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>a</td> <td>b</td> <td>c</td> </tr> <tr> <td>Drop MMD, μ^d</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>1210</td> <td>770</td> <td>1220</td> </tr> <tr> <td>Geometric standard deviation, σ</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.53</td> <td>1.50</td> <td>1.50</td> </tr> <tr> <td>Number of nozzles</td> <td>3</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>Spray rate, gal/min</td> <td>12.8</td> <td>48.8</td> <td>49</td> <td>49</td> <td>50.5</td> <td>145</td> </tr> <tr> <td>Total spray volume, gal</td> <td>510</td> <td>1950</td> <td>1960</td> <td>1960</td> <td>2020</td> <td>2300</td> </tr> <tr> <td>Spray solution</td> <td>e</td> <td>e</td> <td>f</td> <td>e</td> <td>f</td> <td>f</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5. ^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5. ^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^g3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5. ^dMass median diameter.</p>		Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9	Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Temperature, °F	77	77	250	250	250	250	Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44	Nozzle type	a	a	a	a	b	c	Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220	Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50	Number of nozzles	3	12	12	12	12	12	Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145	Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300	Spray solution	e	e	f	e	f	f	
	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9																																																																																																																																																						
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air																																																																																																																																																						
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250																																																																																																																																																						
Pressure, psia	14.5	14.6	44	50	48	44																																																																																																																																																						
Nozzle type	a	a	a	a	b	c																																																																																																																																																						
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220																																																																																																																																																						
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50																																																																																																																																																						
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12																																																																																																																																																						
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145																																																																																																																																																						
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300																																																																																																																																																						
Spray solution	e	e	f	e	f	f																																																																																																																																																						
	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9																																																																																																																																																						
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air																																																																																																																																																						
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250																																																																																																																																																						
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44																																																																																																																																																						
Nozzle type	a	a	a	a	b	c																																																																																																																																																						
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220																																																																																																																																																						
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50																																																																																																																																																						
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12																																																																																																																																																						
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145																																																																																																																																																						
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300																																																																																																																																																						
Spray solution	e	e	f	e	f	f																																																																																																																																																						
また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。	また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。																																																																																																																																																											
<p style="text-align: center;">TABLE IX Summary of Initial Spray Washout Coefficients</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Run No.</th> <th colspan="4">λ₅ Observed, min^{-1a}</th> </tr> <tr> <th>Elemental Iodine</th> <th>Particulate Iodine</th> <th>Iodine on Charcoal Paper</th> <th>Total Inorganic^b Iodine</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A-3</td> <td>0.126</td> <td>0.055</td> <td>0.058</td> <td>0.125</td> </tr> <tr> <td>A-4</td> <td>0.495</td> <td>0.277</td> <td>0.063</td> <td>0.43</td> </tr> <tr> <td>A-6</td> <td>0.330</td> <td>0.32</td> <td>0.154</td> <td>0.31</td> </tr> <tr> <td>A-7</td> <td>0.315</td> <td>0.31</td> <td>0</td> <td>0.20</td> </tr> <tr> <td>A-8</td> <td>1.08</td> <td>0.99</td> <td>0.365</td> <td>0.96</td> </tr> <tr> <td>A-9</td> <td>1.20</td> <td>1.15</td> <td>0.548</td> <td>1.14</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces. ^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.</p>	Run No.	λ ₅ Observed, min ^{-1a}				Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine	A-3	0.126	0.055	0.058	0.125	A-4	0.495	0.277	0.063	0.43	A-6	0.330	0.32	0.154	0.31	A-7	0.315	0.31	0	0.20	A-8	1.08	0.99	0.365	0.96	A-9	1.20	1.15	0.548	1.14	<p style="text-align: center;">TABLE IX Summary of Initial Spray Washout Coefficients</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Run No.</th> <th colspan="4">λ₅ Observed, min^{-1a}</th> </tr> <tr> <th>Elemental Iodine</th> <th>Particulate Iodine</th> <th>Iodine on Charcoal Paper</th> <th>Total Inorganic^b Iodine</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A-3</td> <td>0.126</td> <td>0.055</td> <td>0.058</td> <td>0.125</td> </tr> <tr> <td>A-4</td> <td>0.495</td> <td>0.277</td> <td>0.063</td> <td>0.43</td> </tr> <tr> <td>A-6</td> <td>0.330</td> <td>0.32</td> <td>0.154</td> <td>0.31</td> </tr> <tr> <td>A-7</td> <td>0.315</td> <td>0.31</td> <td>0</td> <td>0.20</td> </tr> <tr> <td>A-8</td> <td>1.08</td> <td>0.99</td> <td>0.365</td> <td>0.96</td> </tr> <tr> <td>A-9</td> <td>1.20</td> <td>1.15</td> <td>0.548</td> <td>1.14</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces. ^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.</p>	Run No.	λ ₅ Observed, min ^{-1a}				Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine	A-3	0.126	0.055	0.058	0.125	A-4	0.495	0.277	0.063	0.43	A-6	0.330	0.32	0.154	0.31	A-7	0.315	0.31	0	0.20	A-8	1.08	0.99	0.365	0.96	A-9	1.20	1.15	0.548	1.14																																																																													
Run No.		λ ₅ Observed, min ^{-1a}																																																																																																																																																										
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine																																																																																																																																																								
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125																																																																																																																																																								
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43																																																																																																																																																								
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31																																																																																																																																																								
A-7	0.315	0.31	0	0.20																																																																																																																																																								
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96																																																																																																																																																								
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14																																																																																																																																																								
Run No.	λ ₅ Observed, min ^{-1a}																																																																																																																																																											
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine																																																																																																																																																								
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125																																																																																																																																																								
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43																																																																																																																																																								
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31																																																																																																																																																								
A-7	0.315	0.31	0	0.20																																																																																																																																																								
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96																																																																																																																																																								
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14																																																																																																																																																								
この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。	この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。																																																																																																																																																											

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象で使用）より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L: 漏えい率 L_d: 設計漏えい率 ΔP: 原子炉格納容器内外差圧 ρ: 原子炉格納容器内密度 d: 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t: 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: center;">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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="text-align: center;"> $\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \frac{k_i - 1}{2k_d - 1} \frac{P_i}{P_d} \frac{\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d}} \\ \frac{2k_i}{k_i - 1} \frac{P_i}{P_d} \rho_d \frac{\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}}} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="width: 45%;"> <p>P : 原子炉格納容器内圧力</p> <p>P_{leak} : 漏えい口出口での圧力</p> <p>ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度</p> <p>μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数</p> <p>k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比</p> <p>P_{atm} : 大気圧</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>$\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left(\left(\frac{2}{k_i + 1} \right)^{\frac{k_i}{k_i - 1}} \frac{P_{atm}}{P_i} \right)$</p> <p>$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d + 1} \right)^{\frac{k_d}{k_d - 1}} \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$</p> </div> </div> <p style="margin-top: 20px;">原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p style="margin-top: 20px;">原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.43MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/日に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.54MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p style="margin-top: 20px;">なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<div style="text-align: center;"> $\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \frac{k_i - 1}{2k_d - 1} \frac{P_i}{P_d} \frac{\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d}} \\ \frac{2k_i}{k_i - 1} \frac{P_i}{P_d} \rho_d \frac{\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}}} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="width: 45%;"> <p>P : 原子炉格納容器内圧力</p> <p>P_{leak} : 漏えい口出口での圧力</p> <p>ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度</p> <p>μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数</p> <p>k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比</p> <p>P_{atm} : 大気圧</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>$\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left(\left(\frac{2}{k_i + 1} \right)^{\frac{k_i}{k_i - 1}} \frac{P_{atm}}{P_i} \right)$</p> <p>$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d + 1} \right)^{\frac{k_d}{k_d - 1}} \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$</p> </div> </div> <p style="margin-top: 20px;">原子炉格納容器からの漏えい率を図1に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を図2に示す。</p> <p style="margin-top: 20px;">原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.36MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/d）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/d一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/dに対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、図3に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧力解析結果に対して余裕を見込んでいる。</p> <p style="margin-top: 20px;">なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p>相違理由</p> <p style="margin-top: 20px;">圧縮性流体（層流）</p> <p style="margin-top: 20px;">圧縮性流体（乱流）</p> <p style="margin-top: 20px;">差圧流</p> <p style="margin-top: 20px;">解析結果の相違 記載表現の相違 ・単位「%/d」で統一</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

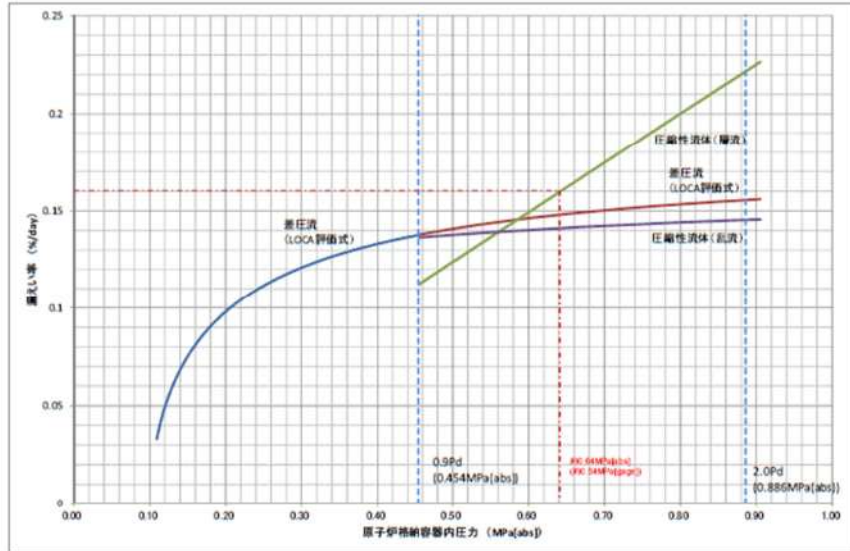
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/day)</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/d)</p>	
<p>第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>差圧流 差圧流 圧縮性流体(乱流) 圧縮性流体(層流)</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍より大きい</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day~0.16%/dayに拡大している</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>差圧流 差圧流 圧縮性流体(乱流) 圧縮性流体(層流)</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍より大きい</p> <p>原子炉格納容器内圧力が 最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/d~0.16%/dに拡大している</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</p>	<p>図2 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</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）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

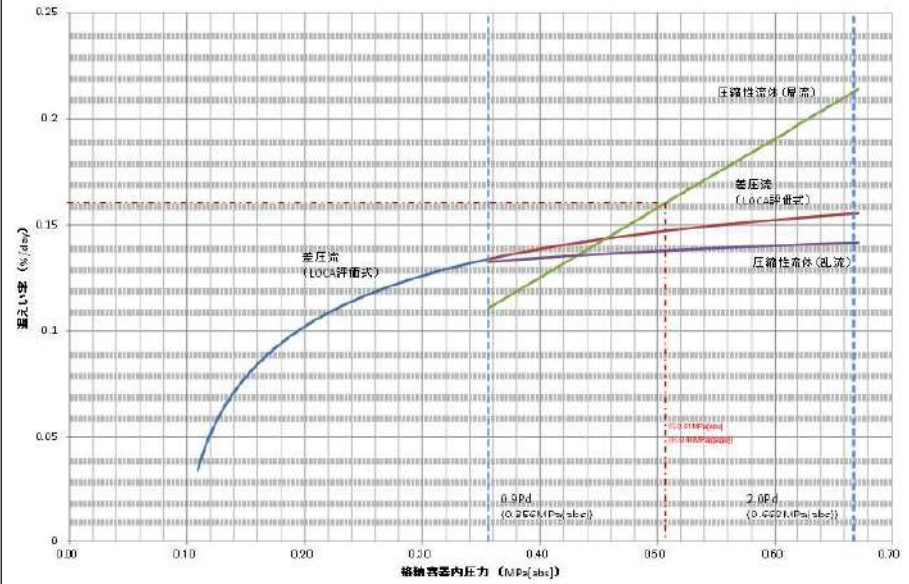


図3 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

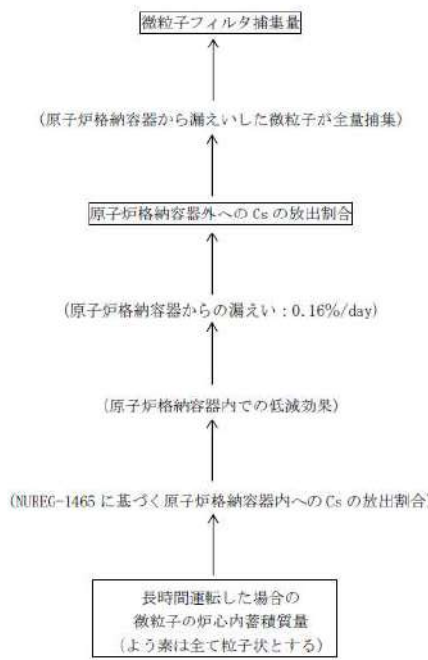
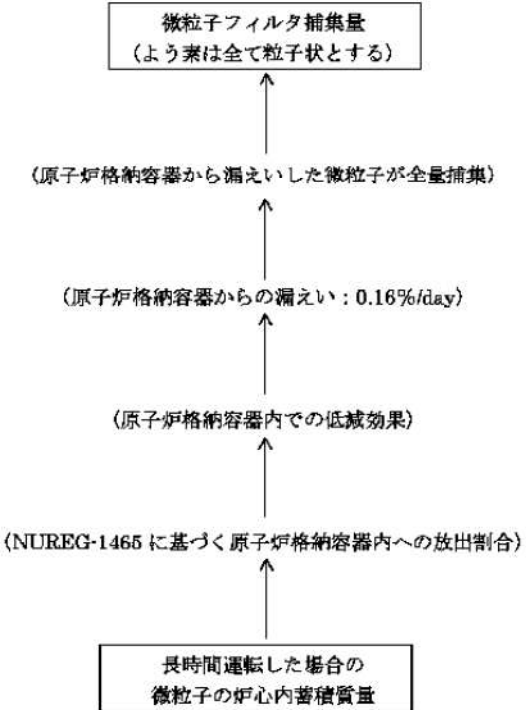
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。アンユラス内温度は最高で 70℃程度までの上昇であるため、大飯発電所3号炉及び4号炉アンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>大飯発電所3号機及び4号機のアンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 3.9 kg/台（3枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 1.2 kg である。</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第3表及び第1図参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center;"> <p>第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="297 1249 884 1385"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アンユラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 1.2 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 3.9 kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg	保持容量	約 3.9 kg	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。アンユラス内温度は最高で 120℃程度までの上昇であるため、アンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/台（6枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9kg である。（表1参照）</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（表2及び図1参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表1 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="1209 1236 1796 1409"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アンユラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約0.9kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約8.9kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg	保持容量	約8.9kg	<p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊ベースケースではエアロゾル粒子の捕集効果を見込め、本評価は保守的にエアロゾル粒子の捕集効果を見込んでいないことを明確化</p>
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg													
保持容量	約 3.9 kg													
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg													
保持容量	約8.9kg													

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）

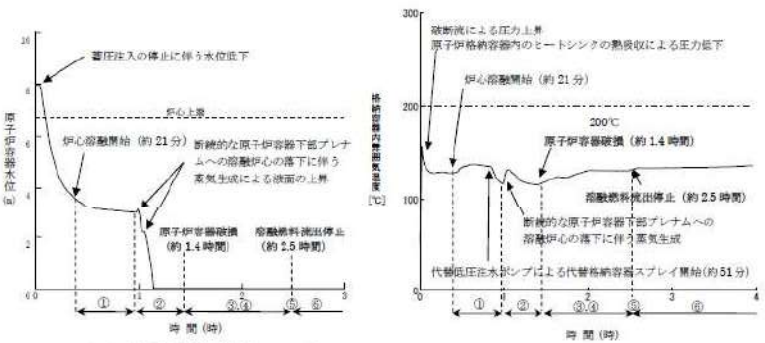
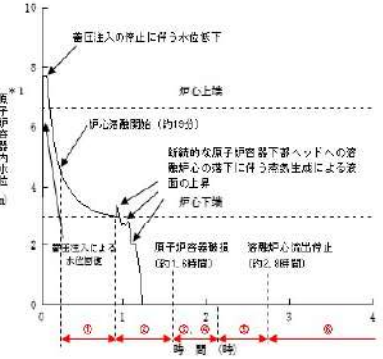
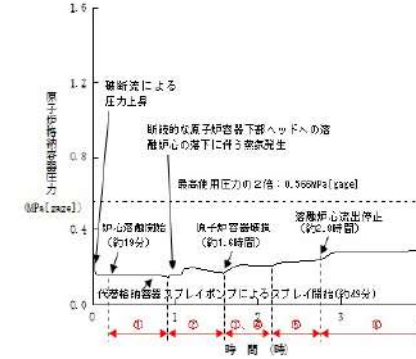
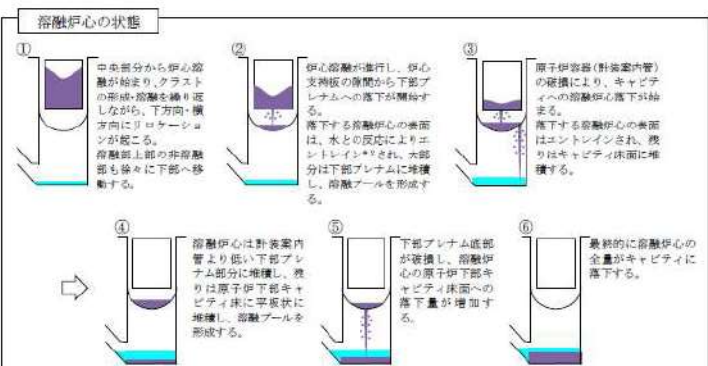
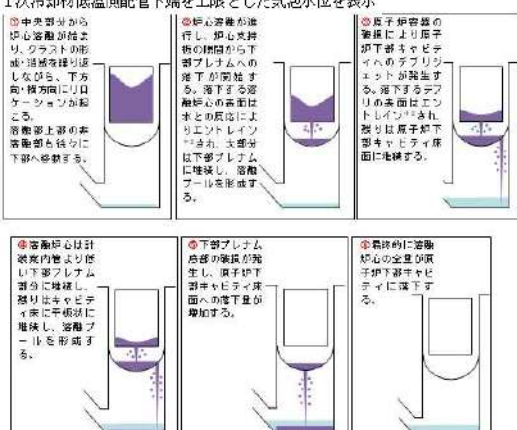
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第2表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="443 240 768 577"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約 2.7E+01 (約 2.5E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 4.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 7.3E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.1E+03</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 4.9E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第1図 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)	Cs 類	約 4.0E+02	Te 類	約 7.3E+01	Ba 類	約 3.0E+02	Ru 類	約 1.1E+03	Ce 類	約 1.5E+03	La 類	約 1.5E+03	合計	約 4.9E+03	<p>表2 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="1308 220 1740 542"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約2.1E+01 (約2.0E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約5.0E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約2.1E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約6.9E+02</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約9.4E+02</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約1.0E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約3.2E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)	Cs類	約3.0E+02	Te類	約5.0E+01	Ba類	約2.1E+02	Ru類	約6.9E+02	Ce類	約9.4E+02	La類	約1.0E+03	合計	約3.2E+03	
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)																																					
Cs 類	約 4.0E+02																																					
Te 類	約 7.3E+01																																					
Ba 類	約 3.0E+02																																					
Ru 類	約 1.1E+03																																					
Ce 類	約 1.5E+03																																					
La 類	約 1.5E+03																																					
合計	約 4.9E+03																																					
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)																																					
Cs類	約3.0E+02																																					
Te類	約5.0E+01																																					
Ba類	約2.1E+02																																					
Ru類	約6.9E+02																																					
Ce類	約9.4E+02																																					
La類	約1.0E+03																																					
合計	約3.2E+03																																					

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

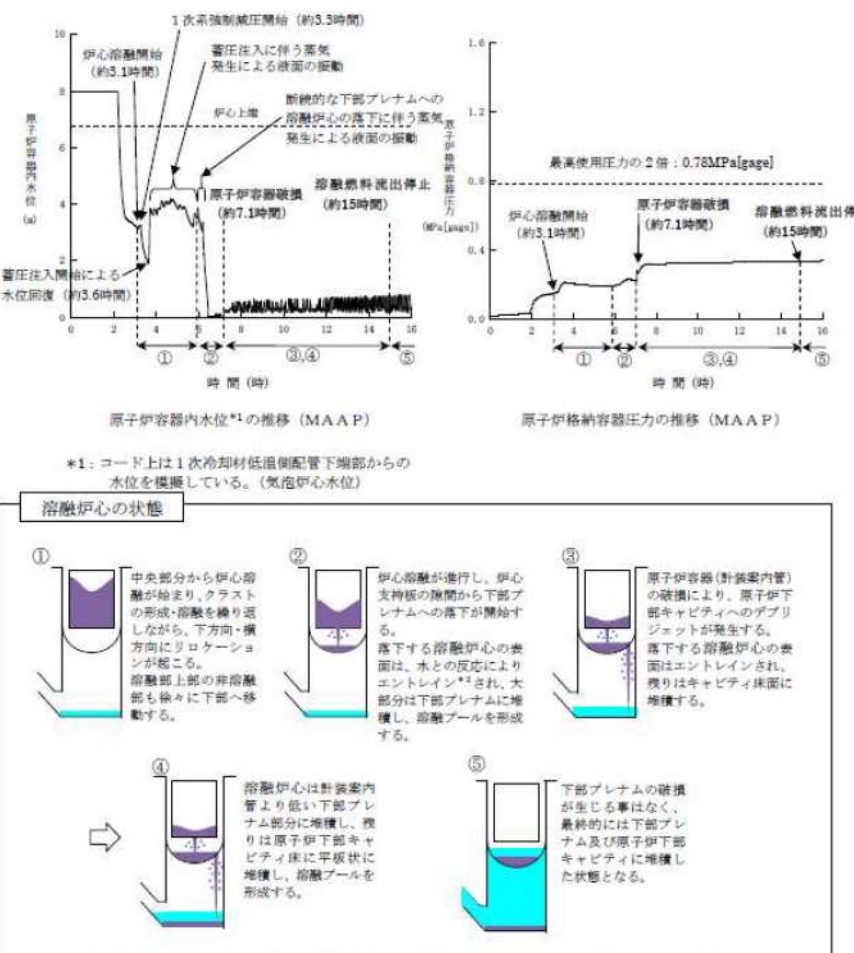
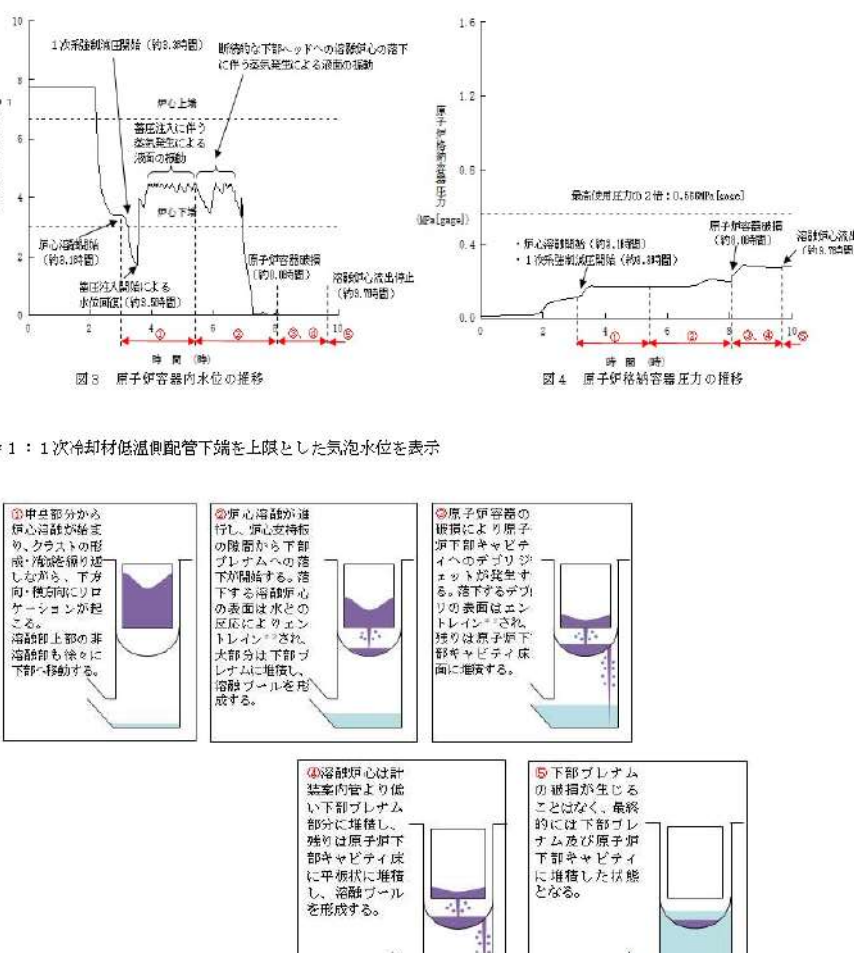
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 3.1.1.13</p>	<p>添付資料 7.2.1.1.13</p>	
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）</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）</p>	
<p>解析結果における燃料挙動について</p>	<p>解析結果における燃料挙動について</p>	
<p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p>	<p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p>	
<p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p>	<p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」</p>	
<p>「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>	<p>「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p>	
 <p>原子炉容器水位*1の推移(MAAP)</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度の推移(MAAP)</p>	 <p>図1 原子炉容器内水位の推移</p>	 <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移</p>
<p>*1：コード上は1次冷却材低温側配管下端部からの水位を構築している。（気泡炉心水位）</p>	<p>*1：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	
 <p>図2 溶融炉心の状態</p> <p>*2：溶融炉心と水との反応によりデブリ表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</p>	 <p>*2：溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移 (MAAP)</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p> <p>*1: コード上は1次冷却材低温側配管下部からの水位を模擬している。(気泡炉心水位)</p> <p>溶解炉心の状態</p> <ol style="list-style-type: none"> 中央部分から炉心溶解が始まり、クラストの形成・溶解を繰り返しながら、下方向・横方向にリロケーションが起こる。溶解部上部の非溶解部も徐々に下部へ移動する。 炉心溶解が進行し、炉心支持板の隙間から下部プレナムへの落下を開始する。落下する溶解炉心の表面は、水との反応によりエントレイン^{※2}され、大部分は下部プレナムに堆積し、溶解プールを形成する。 原子炉容器(計装案内管)の破損により、原子炉下部キャビティへのアプリジェットが発生する。落下する溶解炉心の表面はエントレインされ、残りはキャビティ床面に堆積する。 溶解炉心は計装案内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ床に平板状に堆積し、溶解プールを形成する。 下部プレナムの破損が生じる事はなく、最終的には下部プレナム及び原子炉下部キャビティに堆積した状態となる。 <p>*2: 溶解炉心と水との反応によりデブリ表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態。</p>	<p>2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 中央部分から炉心溶解が始まり、クラストの形成・溶解を繰り返しながら、下方向・横方向にリロケーションが起こる。溶解部上部の非溶解部も徐々に下部へ移動する。 ② 炉心溶解が進行し、炉心支持板の隙間から下部プレナムへの落下を開始する。落下する溶解炉心の表面は水との反応によりエントレイン^{※2}され、大部分は下部プレナムに堆積し、溶解プールを形成する。 ③ 原子炉容器の破損により原子炉下部キャビティへのアプリジェットが発生する。落下するデブリの表面はエントレイン^{※2}され、残りは原子炉下部キャビティ床面に堆積する。 ④ 溶解炉心は計装案内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ床に平板状に堆積し、溶解プールを形成する。 ⑤ 下部プレナムの破損が生じることはなく、最終的には下部プレナム及び原子炉下部キャビティに堆積した状態となる。 <p>*2: 溶解炉心と水との反応により溶解炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</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

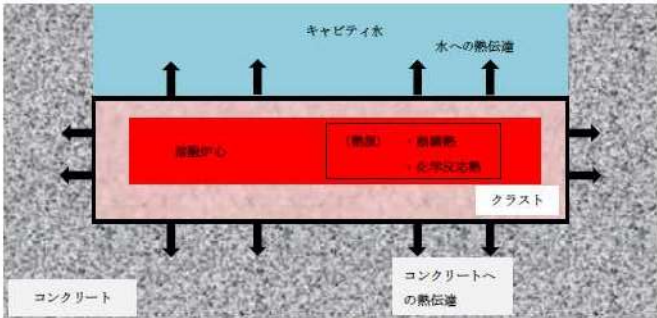
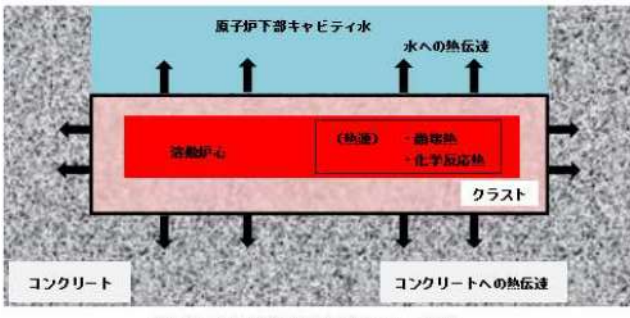
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPの燃料リロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの熔融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、大飯3、4号炉についても適用できる。</p> <p>MAAPコードでは、炉心を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、構造材の熔融の計算を行い、ノード内で熔融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、熔融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの熔融炉心の縦方向の厚さ、熔融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、熔融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて熔融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、熔融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>熔融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の熔融炉心の堆積厚さから計算する。落下する熔融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、熔融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>	<p>3. MAAP上の燃料のリロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの熔融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、泊3号炉についても適用できる。</p> <p>MAAPでは、炉心を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、構造材の熔融の計算を行い、ノード内で熔融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、熔融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの熔融炉心の縦方向の厚さ、熔融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、熔融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて熔融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、熔融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>熔融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の熔融炉心の堆積厚さから計算する。落下する熔融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、熔融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト(殻)を形成する。</p> <p>溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、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）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 溶融デブリの熱伝達イメージ図</p>	<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。</p> <p>溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、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）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 溶融炉心の熱伝達イメージ図</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

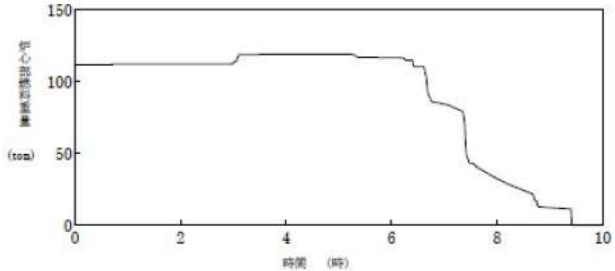
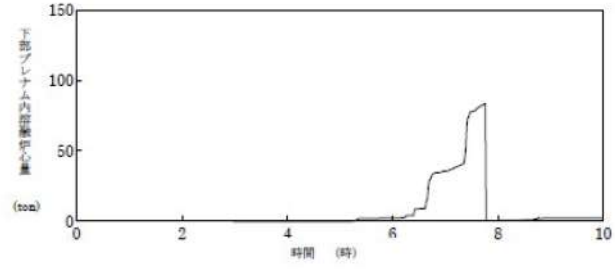
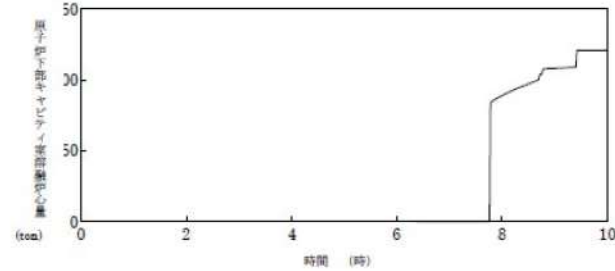
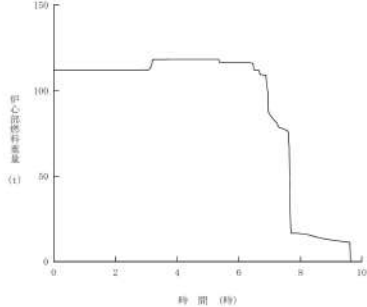
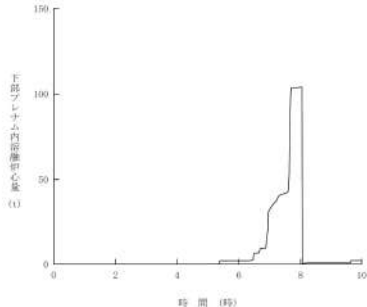
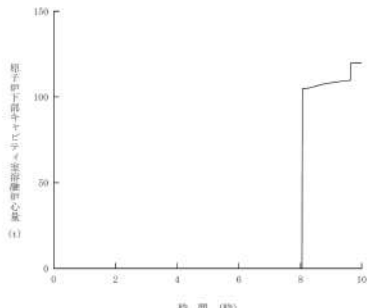
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【以下、大飯3，4で同様の記載がないため高浜3 / 4号炉の記載】</p> <p>5. 原子炉容器に残存した熔融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の熔融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。熔融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の熔融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の格納容器内への放出に伴い格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心損傷後30分の時点から開始する恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器代替スプレイ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、熔融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の移行挙動</p> <p>図1～3の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、熔融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図4に示すとおり、事象後期においても一部の熔融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 溶融炉心の冷却及び格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける熔融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が格納容器内に放出される。これにより、格納容器圧力は上昇するが、格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。</p> ・原子炉容器破損（熔融燃料が下部プレナムから原子炉キャビティ室へ落下）後 <p>熔融燃料が下部プレナムから原子炉キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉キャビティ室に形成された水プールにおいて熔融燃料は冷却される。このため、原子炉キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の熔融燃料は冷却される（図5，6）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図7）。</p> <p>また、原子炉キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図4）することにより、炉内の残存</p> 	<p>5. 原子炉容器に残存した熔融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の熔融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。熔融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の熔融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の原子炉格納容器内への放出に伴い原子炉格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心溶融開始後30分の時点から開始する代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、熔融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の移行挙動</p> <p>図5～7の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、熔融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図6に示すとおり、事象後期においても一部の熔融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける熔融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が原子炉格納容器内に放出される。これにより、原子炉格納容器圧力は上昇するが、原子炉格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。</p> ・原子炉容器破損（熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下）後 <p>熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティ室に形成された水プールにおいて溶融炉心は冷却される。このため、原子炉下部キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉下部キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の熔融燃料は冷却される（図9，10）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図11）。</p> <p>また、原子炉下部キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図8）することにより、炉内の</p> 	<p>設備名称の相違</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="188 172 1043 263">デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="376 624 808 647">第1図 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="342 995 869 1019">第2図 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="304 1342 904 1366">第3図 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>	<p data-bbox="1099 172 1955 263">残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="1368 624 1756 647">図4 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1323 995 1800 1019">図5 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1290 1358 1834 1382">図6 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第4図 原子炉容器内水位と下部プレナムデブリ高さの関係（格納容器過温破損）</p>	<p>第8図 原子炉容器内水位と下部プレナム溶融炉心高さの関係（格納容器過温破損）</p>	
<p>第5図 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>第9図 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	
<p>第6図 上部プレナム気相温度（格納容器過温破損）</p>	<p>第10図 上部プレナム気相温度（格納容器過温破損）</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）

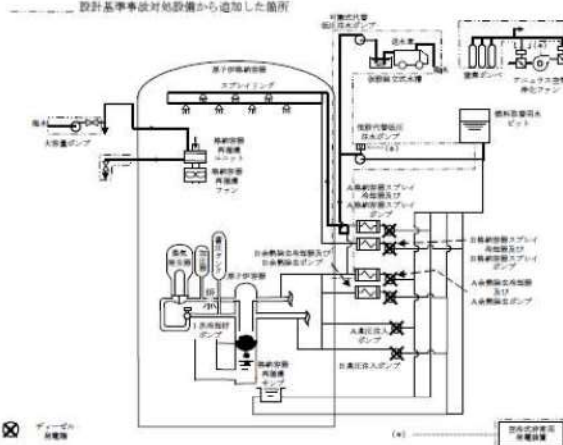
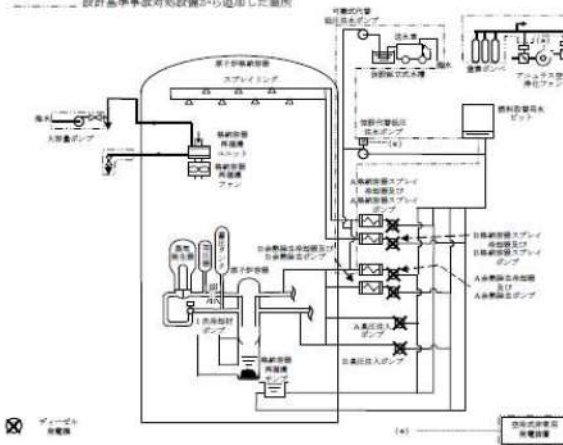
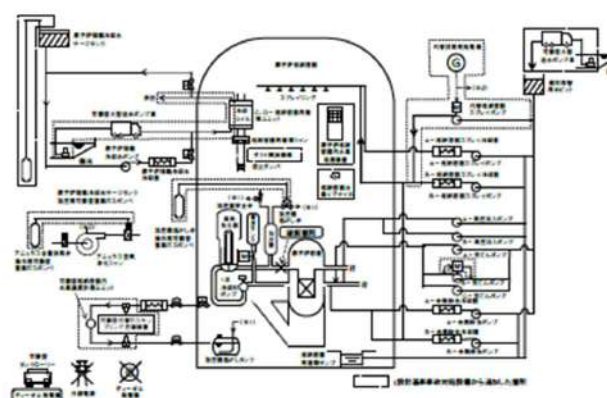
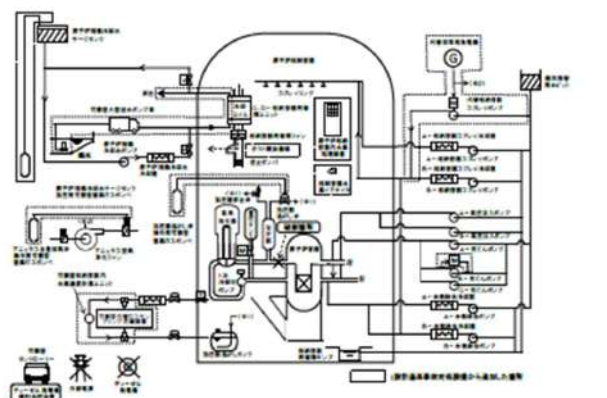
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="403 252 851 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="309 646 891 670" data-label="Caption"> <p>第7図 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</p> </div> <div data-bbox="152 750 459 774" data-label="Text"> <p>【ここまで高浜3 / 4号炉の記載】</p> </div>	<div data-bbox="1310 263 1758 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1176 651 1870 675" data-label="Caption"> <p>図11 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3/4号炉 添付資料 3.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について	泊発電所3号炉 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について	相違理由
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図2 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）</p>	<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器スプレイ）</p>  <p>図2 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（格納容器内自然対流冷却）</p>	<p>相違理由</p>

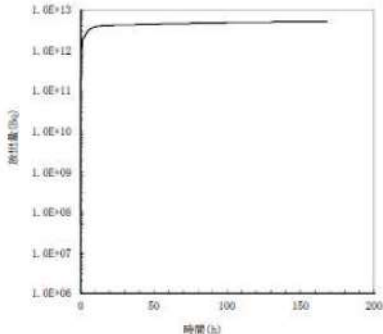
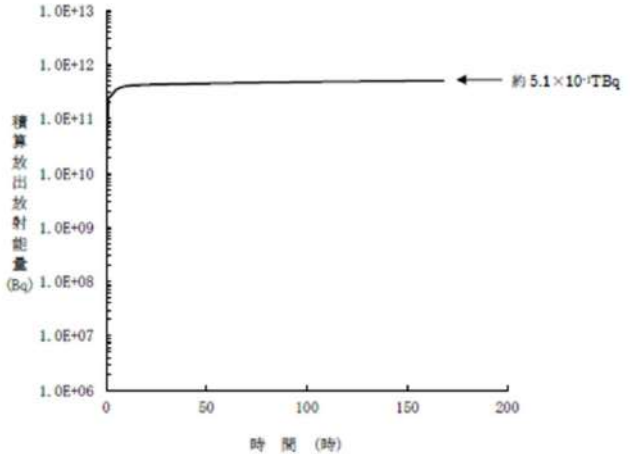
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後62分でアニユラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>大飯3、4号のCs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約9%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約10%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/day、7日以降を0.125/day一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dayで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約13%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後78分でアニユラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>Cs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約8%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約8%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/d、7日以降を0.135%/d一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約15%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違</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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="347 316 819 555"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/day 一定 7日以降 : 0.125%/day 一定)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日 (申請評価)</td> <td>約 5.2TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.09倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.10倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 : かつこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー (7日間積算)</p> <table border="1" data-bbox="230 730 938 853"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 (影響確認)</th> <th>② 0.16%/day 一定 (申請評価)</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs 放出量</td> <td>約 4.6TBq</td> <td>約 5.2TBq</td> <td>0.87</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移 (7日間(168時間))</p>	評価期間	Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/day 一定 7日以降 : 0.125%/day 一定)	7日 (申請評価)	約 5.2TBq	30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1	100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1	漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/day 一定 (申請評価)	比 (①/②)	Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87	<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="1265 284 1749 531"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/d 一定 7日以降 : 0.135%/d 一定)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日 (申請評価)</td> <td>約 5.1×10^{11} TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 : かつこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー (7日間積算)</p> <table border="1" data-bbox="1146 651 1868 774"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 (影響確認)</th> <th>② 0.16%/d 一定 (申請評価)</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 4.3×10^{11} TBq</td> <td>約 5.1×10^{11} TBq</td> <td>0.85</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移 (7日間(168時間))</p>	評価期間	Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/d 一定 7日以降 : 0.135%/d 一定)	7日 (申請評価)	約 5.1×10^{11} TBq	30日	約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1	100日	約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1	漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d 一定 (申請評価)	比 (①/②)	Cs-137 放出量	約 4.3×10^{11} TBq	約 5.1×10^{11} TBq	0.85	
評価期間	Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/day 一定 7日以降 : 0.125%/day 一定)																																	
7日 (申請評価)	約 5.2TBq																																	
30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1																																	
100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/day 一定 (申請評価)	比 (①/②)																															
Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87																															
評価期間	Cs-137 放出量 (~ 7日 : 0.16%/d 一定 7日以降 : 0.135%/d 一定)																																	
7日 (申請評価)	約 5.1×10^{11} TBq																																	
30日	約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1																																	
100日	約 5.5×10^{11} TBq (約 1.08倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d 一定 (申請評価)	比 (①/②)																															
Cs-137 放出量	約 4.3×10^{11} TBq	約 5.1×10^{11} TBq	0.85																															

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	<p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	
<p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</p>	<p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</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

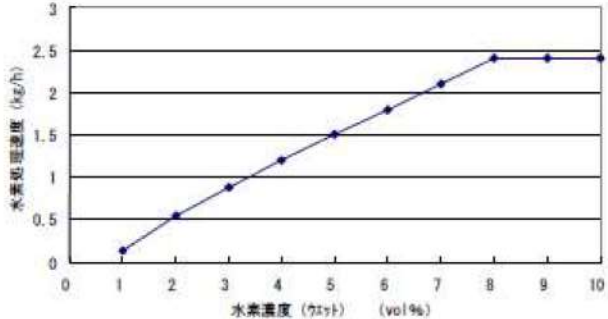
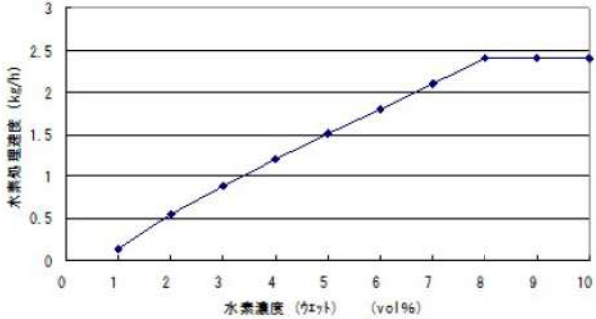
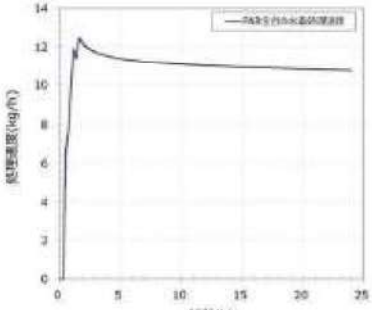
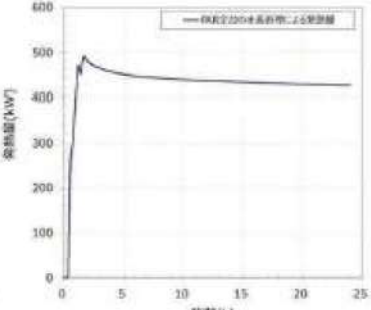
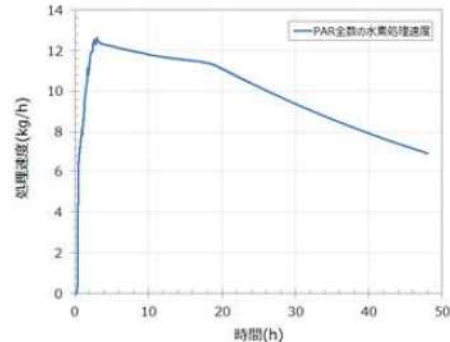
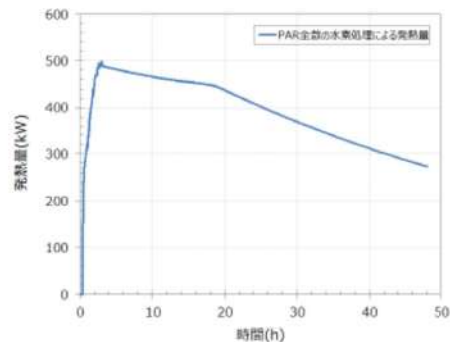
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する格納容器圧力・温度への影響について</p> <p>静的触媒式水素再結合装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H₂]となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は以下の通りである。</p> <p style="text-align: center;">発熱量=5個×α g/s×286 kJ/mol÷2.01588 g/mol</p> <p>水素発生の観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を図4に示す。</p> <p>上記シナリオでは、事故の約1.7時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約489kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約24時間後においてもPARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器に放出されてから原子炉格納容器最高圧力・温度にまで達する増分約0.22MPa（格納容器過圧破損）、約40℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力・温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.005MPa[gage]、原子炉格納容器温度の増分は約0.8℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器内温度の推移を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H₂]となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は、以下の通りである。</p> <p style="text-align: center;">発熱量=5個×α g/s×286kJ/mol÷2.01588g/mol ①</p> <p>水素発生の観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を表1及び図4に示す。</p> <p>上記のシナリオでは、事故の約2.9時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約497kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約50時間後においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.205MPa（格納容器過圧破損）、約44℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.004MPa[gage]、原子炉格納容器雰囲気温度の増分は約0.9℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>評価結果の相違</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="324 558 929 590">図1 PAR1個当りの水素除去性能（圧力0.15MPa[abs]）</p>	 <p data-bbox="1265 542 1747 566">原子炉格納容器内水素処理装置1個の水素除去性能（圧力1.5bar）</p> <p data-bbox="1400 582 1680 614">図1 PARの水素処理性能</p>	
 <p data-bbox="179 1077 616 1109">図2 PAR5個での水素処理速度の推移</p>  <p data-bbox="638 1077 1030 1109">図3 PAR5個からの発熱量の推移</p>	 <p data-bbox="1299 989 1736 1021">図2 PAR5個による水素処理速度の推移</p>  <p data-bbox="1288 1388 1758 1420">図3 PAR5個の水素処理による発熱量の推移</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 PAR5個の水素処理発熱と炉心崩壊熱の比較

時間 (h)	発熱			全発生熱量(時間積算)		
	PAR発熱 (kW)	崩壊熱 (kW)	PAR発熱/ 崩壊熱	PAR発熱 (MJ)	崩壊熱 (MJ)	PAR発熱/ 崩壊熱
3	497	28,067	1.77%	3,721	418,911	0.89%
5	481	24,797	1.94%	7,214	607,256	1.19%
10	465	20,956	2.22%	15,723	1,012,463	1.55%
20	437	17,536	2.49%	32,059	1,690,108	1.90%
30	369	15,653	2.36%	46,548	2,283,161	2.04%
40	312	14,579	2.14%	58,781	2,801,571	2.10%

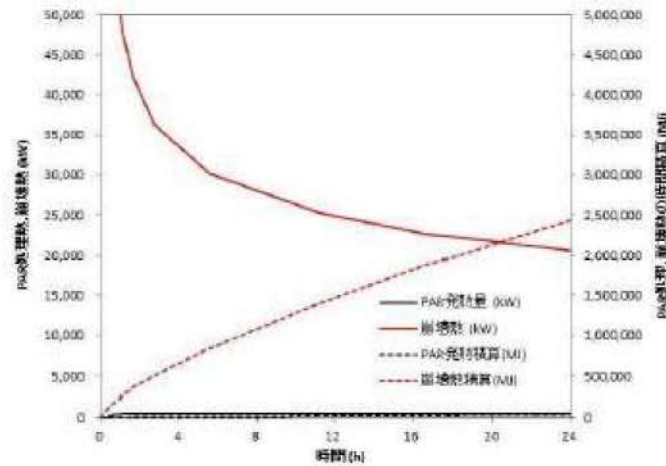


図4 PAR5個の発熱量と崩壊熱

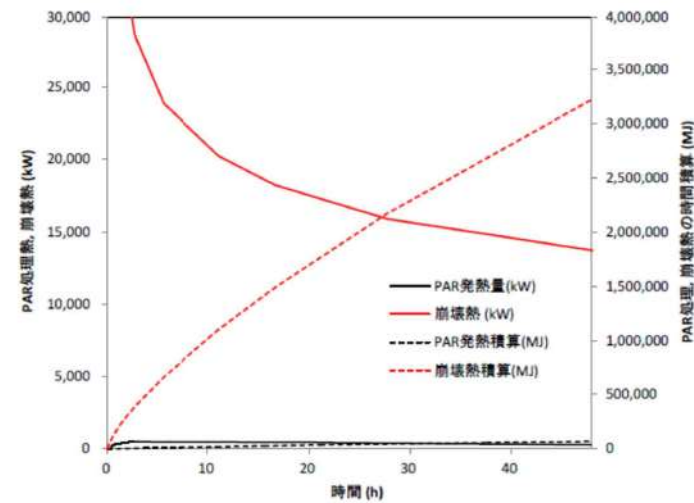


図4 PAR5個の水素処理発熱と崩壊熱の比較

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	
<p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>図6 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>図6 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器過温破損）</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	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;">添付資料 3.1.1.17</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注水失敗）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>第 3.1.1.9 図及び第 3.1.1.10 図の解析結果より、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度の両方が低下に転じる、事象発生の約 28 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について</u></p> <p>約 24 時間後に大容量ポンプから格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）</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）時において代替循環冷却系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p><u>格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 24 時間後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</p> <p>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行 ②格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素注入 ③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧 ④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保 <p style="text-align: right;">（添付資料 2.1.1 別紙 1）</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.17</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p><u>原子炉安定状態の確立について</u></p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の 24 時間後に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開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																													
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」時に原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="224 582 963 1029"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ベースケース</td> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心熔融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>熔融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度解析ケース</td> <td>Kutateladze係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心熔融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>熔融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td></td> <td>Kutateladze係数</td> <td> 熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注)) </td> <td>CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲みの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする	感度解析ケース	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	格納容器代替スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む		Kutateladze係数	熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="1142 582 1892 1292"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">基本ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心熔融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>熔融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心熔融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>熔融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze係数</td> <td> 熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注)) </td> <td>CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</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>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む	Kutateladze係数	熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定	
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
感度解析ケース	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
	格納容器代替スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutateladze係数	熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定																																																												
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心熔融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	熔融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutateladze係数	熔融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定																																																												

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 影響評価</p> <p>評価の結果、感度解析ケースではコンクリート侵食は約17cmとなり、ベースケース及び感度解析ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図1及び図2に示す。</p> <p>感度解析ケースでは、ベースケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、熔融炉心が十分に冷却されるまでの時間がベースケースに比べて長くなる。このため、感度解析ケースでは、熔融炉心からの熱移行がベースケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度解析ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析ケースにおいても最終的な原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件換算で約7vol%であり、絶対量自体は非常に小さい。</p> <p>以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」時に熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 影響評価</p> <p>評価の結果、感度ケースではコンクリート侵食は約18cmとなり、基本ケース及び感度ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図1及び図2に示す。</p> <p>感度ケースでは、基本ケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、熔融炉心が十分に冷却されるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、感度ケースでは、熔融炉心からの熱移行が基本ケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器雰囲気温度200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度ケースにおいても水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。</p> <p>以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違 ・水素発生量の増加に対する記載方針が異なるが、影響が小さい点では同様</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	
<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</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

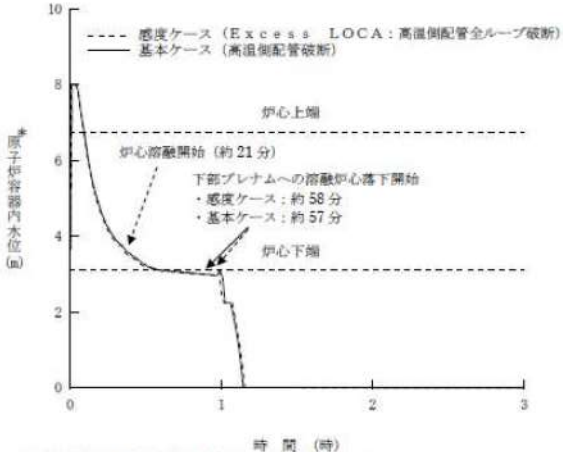
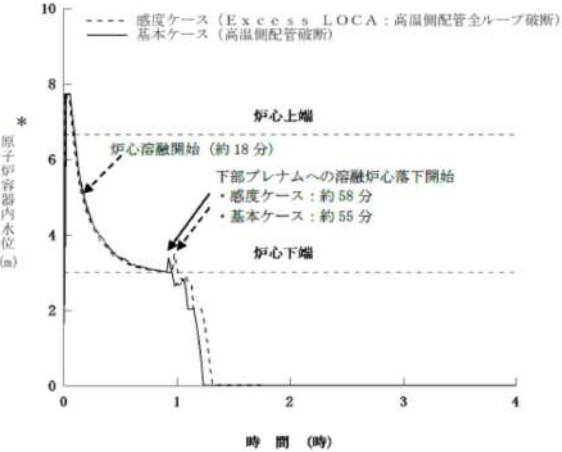
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.19</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>一方、Excess LOCA については、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管 事象初期の格納容器内圧の上昇が厳しくなる。 ・ RCS 低温側配管 蓄圧注入系も含めて ECCS 注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。 ・ 原子炉容器下部 炉内で冷却水が保持できず、ECCS 注水も無効となり、炉心損傷が早まる。 <p>以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。</p> <p>ここでは、「Excess LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について、大破断 LOCA で講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCA における挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管：高温側配管全ループ破断 ・ RCS 低温側配管：低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>なお、ここで扱う Excess LOCA は、LOCA の発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・建造物の損壊により Excess LOCA が発生することも考えられ、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.19</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>一方、Excess LOCA については、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管 事象初期の原子炉格納容器内圧の上昇が厳しくなる。 ・ RCS 低温側配管 蓄圧注入系も含めて ECCS 注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。 ・ 原子炉容器下部 炉内で冷却水が保持できず、ECCS 注水も無効となり、炉心損傷が早まる。 <p>以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。</p> <p>ここでは、「Excess LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について、大破断 LOCA で講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCA における挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管：高温側配管全ループ破断 ・ RCS 低温側配管：低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>なお、ここで扱う Excess LOCA は、LOCA の発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・建造物の損壊により Excess LOCA が発生することも考えられ、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 感度解析結果について</p> <p>Excess LOCA の想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャビティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。</p> <p>なお、格納容器代替スプレイ開始時刻については、Excess LOCA の場合も大破断 LOCA と同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約 51 分とした。</p> <p>【RCS 高温側配管破断の場合】（第1図～第4図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間（数十秒以内）に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCA の方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。</p> <p>原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマツト侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>第1図 原子炉容器内水位の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 感度解析結果について</p> <p>Excess LOCA の想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャビティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイ開始時刻については、Excess LOCA の場合も大破断 LOCA と同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約 49 分とした。</p> <p>【RCS 高温側配管破断の場合】（図1～図5）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間（数十秒以内）に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCA の方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。</p> <p>原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマツト侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>図1 原子炉容器内水位の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>記載表現の相違 解析条件の相違</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

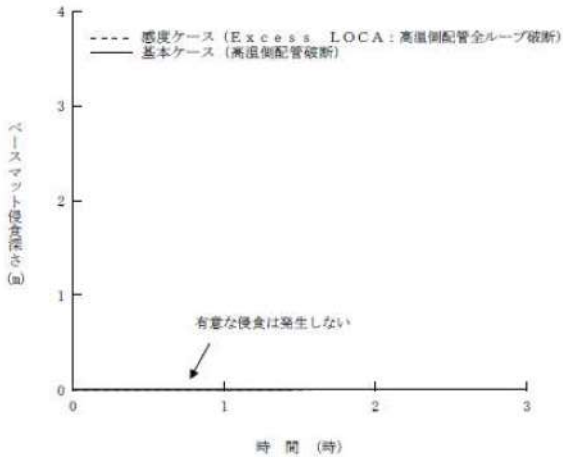
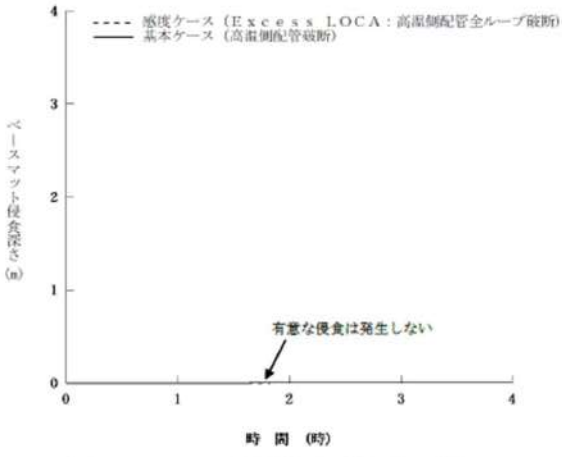
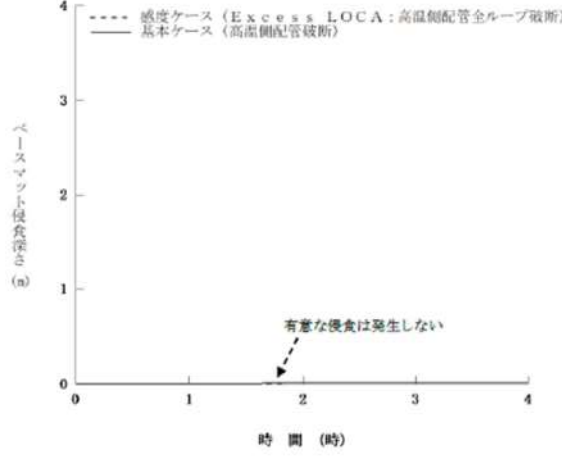
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	
<p>第3図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="421 691 763 738">第4図 ベースマット侵食深さの推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	 <p data-bbox="1294 722 1704 770">図4 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>  <p data-bbox="1317 1345 1727 1393">図5 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p data-bbox="1977 850 2123 1010">記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【RCS 低温側配管破断の場合】（第5図～第8図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。</p> <p>原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断 LOCA においては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCA の場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このため Excess LOCA の方が炉心溶融は約 9 分、原子炉容器破損は約 40 分早まる。一方、Excess LOCA では蓄圧注入水が格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断 LOCA と同様に有意なベースマツト侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p>第5図 原子炉容器内水位の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>【RCS 低温側配管破断の場合】（図6～図10）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。</p> <p>原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断 LOCA においては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCA の場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このため Excess LOCA の方が炉心溶融は約 9 分、原子炉容器破損は約 50 分早まる。一方、Excess LOCA では蓄圧注入水が原子炉格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断 LOCA と同様に有意なベースマツト侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p>図6 原子炉容器内水位の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>解析結果の相違</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

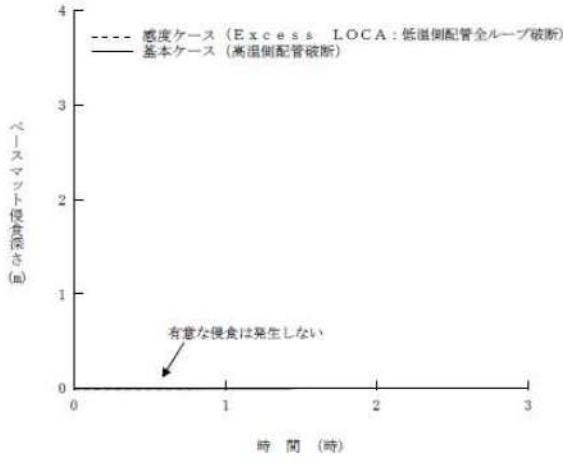
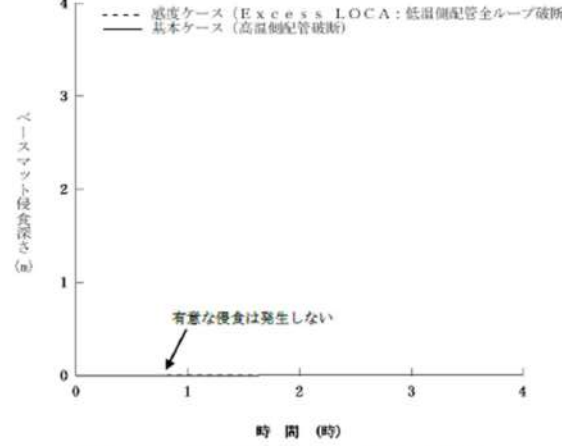
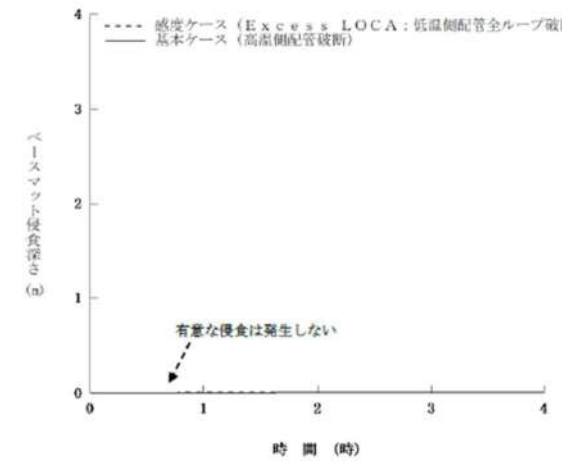
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第6図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図7 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	
<p>第7図 原子炉下部キャピティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図8 原子炉下部キャピティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</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

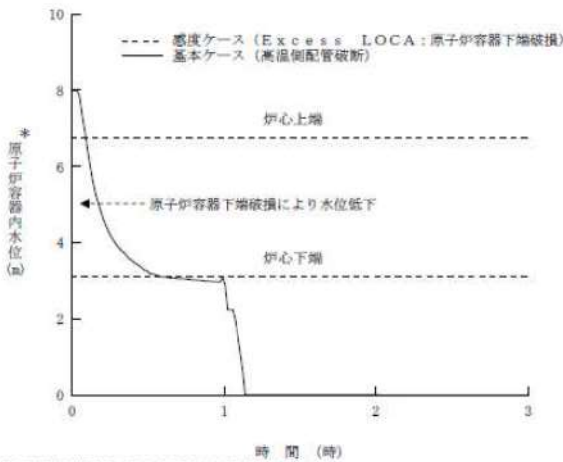
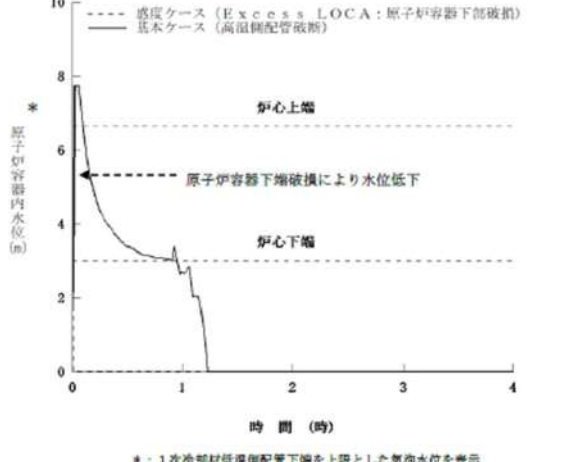
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 683 772 734">第8図 ベースマット侵食深さの推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	 <p data-bbox="1288 683 1713 734">図9 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>  <p data-bbox="1310 1353 1736 1404">図10 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p data-bbox="1971 853 2116 1013">記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【原子炉容器下部破損の場合】（第9図～第12図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。</p> <p>その理由は、大破断 LOCA においてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCA の場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。炉心熔融開始時間は約8分早まっており、また、Excess LOCA では原子炉容器下部が破損しているため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約46分早まり、事象発生から約38分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約38分）では十分な量の水が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCA の場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、熔融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>第9図 原子炉容器内水位の推移 （原子炉容器下端における破損時の影響確認）</p>	<p>【原子炉容器下部破損の場合】（図11～図15）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。</p> <p>その理由は、大破断 LOCA においてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCA の場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。このため、炉心熔融開始時間は低温側配管破断の Excess LOCA よりも約8分早まっている。Excess LOCA では原子炉容器下部が破損しているため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約50分早まり、事象発生から約35分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約35分）では十分な量の水が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCA の場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、熔融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>図11 原子炉容器内水位の推移 （原子炉容器下端における破損時の影響確認）</p>	<p>解析結果の相違</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

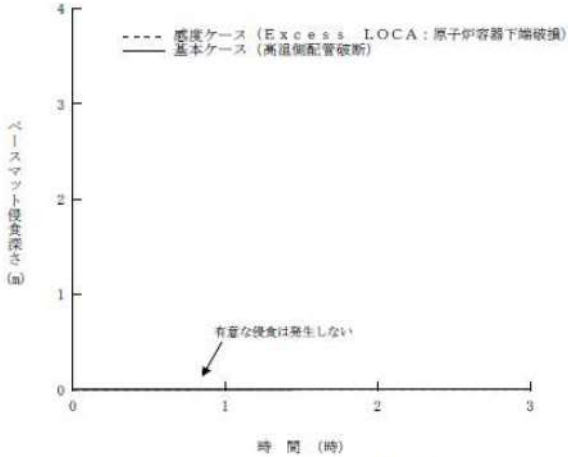
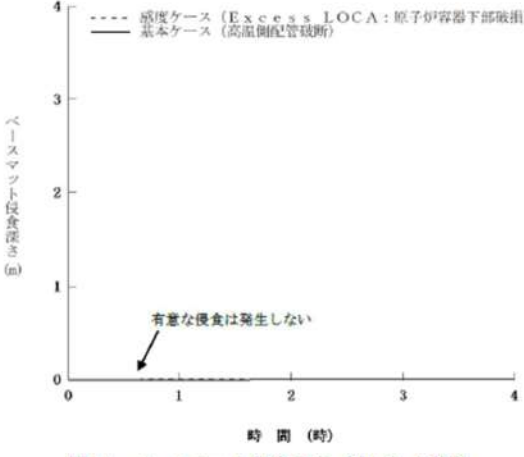
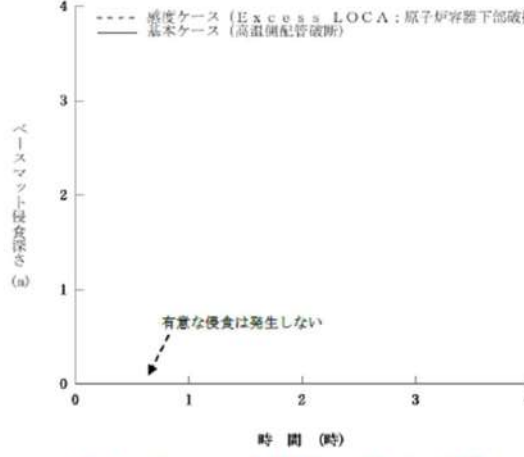
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第10図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>図12 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	
<p>第11図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>図13 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第12図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	 <p>図14 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>  <p>図15 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>Excess LOCA の想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断 LOCA と Excess LOCA で水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応した場合を想定した評価においても、格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる 13vol% に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置により処理できる。</p> <p>以上から、Excess LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、大破断 LOCA 起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断 LOCA と Excess LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>Excess LOCA の想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断 LOCA と Excess LOCA で水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応した場合を想定した評価においても、原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる 13vol% に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置により処理できる。</p> <p>以上から、Excess LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、大破断 LOCA 起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断 LOCA と Excess LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>設備名称の相違</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.20 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水素濃度に対する影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.20</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の水素濃度に対する影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図1及び図2に示す。</p> <p>ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力は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開始前に最高値に到達するため、最高値に関して格納容器内自然対流冷却の水素濃度の影響はない。その後の格納容器内自然対流冷却開始後においては、水素濃度の影響を考慮しても、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力は低下傾向となっており、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])に対して十分余裕がある。また、原子炉格納容器雰囲気温度への影響は小さく、原子炉格納容器雰囲気温度200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.20</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の水素濃度に対する影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図1及び図2に示す。</p> <p>ドライ換算で、13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約0.011MPaの範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度は1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>	<p>解析結果の相違 ・再循環ユニットの除熱性能やCV自由体積等の相違により、CV圧力の最高値に到達するタイミングが異なる</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.20 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水素濃度に対する影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (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水素影響確認)</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	
<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (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水素影響確認)</p>	<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.21</p> <p style="text-align: center;">代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の感度解析について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」では、早期に代替低圧注水ポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。 感度解析：代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+51分（炉心損傷21分+30分）】⇒【事象発生+60分】</p> <p>2. 影響確認 主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を第1図～第5図から、以下のことを確認した。 ・第1図及び第2図の結果から、代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。 ・第3図～第5図の結果から、代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、熔融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。</p> <p>3. 結論 2.を踏まえた解析、手順への影響確認結果を第6図に示すが、代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.21</p> <p style="text-align: center;">代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注水機能、高圧注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。 感度解析：代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+49分（炉心熔融開始19分+30分）】⇒【事象発生+60分】</p> <p>2. 影響確認 主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図1～図6から、以下のことを確認した。 ・図1及び図2の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。 ・図3～図6の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、熔融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。</p> <p>3. 結論 2.を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>解析結果の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100%(3,411MWt)×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	307.1+2.2℃	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]（最低保持圧力）	←
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基（最低保有水量）	←
代替低圧注水ポンプによるスプレイ流量	130m ³ /h	←
代替低圧注水ポンプ作動	炉心溶融開始の30分後 (事象発生の約51分後)	事象発生の60分後
代替低圧注水ポンプ停止	事象発生の24時間後	←
自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性： 100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
	水の放射線分解等	←
原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.4時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.43MPa[gage]	約0.44MPa[gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.1m	約0.9m

表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage]（最低保持圧力）	←
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（最低保有水量）	←
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	炉心溶融開始の30分 (事象発生の約49分後)	事象発生の60分後
代替格納容器スプレイポンプ停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
原子炉格納容器自由体積	65,500 m ³	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.6時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.360MPa [gage]	約0.361MPa [gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.5m	約1.4m

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について)

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)

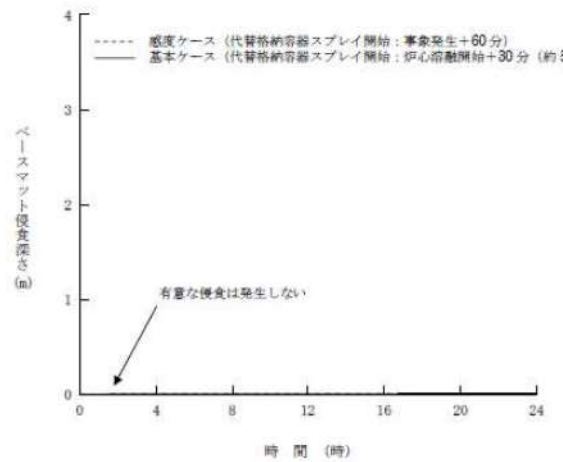
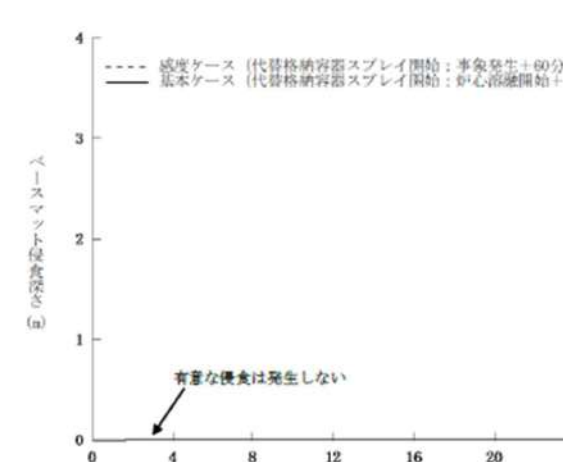
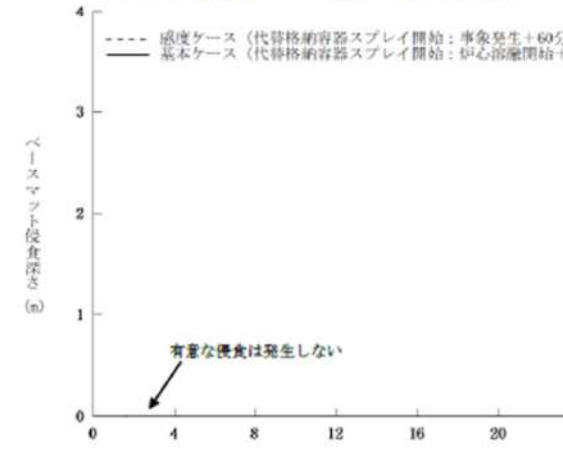
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	

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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ室水量の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	
<p>第4図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング時間の感度解析について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="403 694 739 742">第5図 ベースマット侵食深さの推移 （代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認）</p>	 <p data-bbox="1276 710 1657 774">図5 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認）</p>  <p data-bbox="1276 1284 1657 1348">図6 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認）</p>	<p data-bbox="1971 845 2116 1013">記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 245 949 300" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+約51分（炉心溶融開始約21分+30分）】⇒【事象発生+60分】 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div data-bbox="199 352 564 528" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">解析への影響</p> <p>代替格納容器スプレイ開始時刻に関する主な感度は、原子炉格納容器圧力及び原子炉容器破損時のキャビティ水量であるが、原子炉格納容器圧力の挙動に大きな差異はなく、また有意なベースマツト侵食は発生しない。</p> </div> <div data-bbox="631 352 990 485" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">手順への影響</p> <p>代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の変更に伴い、その他操作の順番や操作開始条件等が変更になることはなく、手順への影響はない。</p> </div> </div> <div data-bbox="199 552 990 635" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">結論</p> <p>代替格納容器スプレイ開始が【事象発生+60分】でも、格納容器過圧破損及びコンクリート侵食を防止でき、代替低圧注水ポンプ注入操作時間に余裕があることが確認できた。</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第6図 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果</p>	<div data-bbox="1229 225 1805 279" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+約49分（炉心溶融開始約19分+30分）】⇒【事象発生+60分】 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div data-bbox="1205 331 1496 517" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">解析への影響</p> <p>代替格納容器スプレイ開始時刻に関する主な感度は、原子炉格納容器圧力及び原子炉容器破損時のキャビティ水量であるが、原子炉格納容器圧力の挙動に大きな差異はなく、また有意なベースマツト侵食は発生しない。</p> </div> <div data-bbox="1532 331 1823 517" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">手順への影響</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ時間の変更に伴い、その他操作の順番や操作開始条件等が変更になることはなく、手順への影響はない。</p> </div> </div> <div data-bbox="1205 544 1823 647" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">結論</p> <p>代替格納容器スプレイ開始が【事象発生+60分】でも、格納容器過圧破損及びコンクリート侵食を防止でき、代替格納容器スプレイポンプ注入操作時間に余裕があることが確認できた。</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">図7 感度ケースの解析、手順への影響確認結果</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3. 1. 1. 22</p> <p style="text-align: center;">格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、事象発生後の24時間後に大容量ポンプを用いた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実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 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解析上の開始時間は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器注水量：4,000 [m³] ・1次冷却系体積：470[m³] <p>蒸気発生器施栓率0%の体積351m³に蓄圧タンク保有水量4基分約110m³を加え、10m³単位で切上げた体積</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ容量：130[m³/h] ・恒設代替低圧注水ポンプ起動：0.8[時間] (=約51分) ・24時間経過時点での恒設代替低圧注水ポンプの注入量 (24[時間] - 0.8[時間]) × 130[m³/h] = 3,016[m³] <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕 (4,000 [m³] - 470[m³] - 3,016[m³]) / 130[m³/h] = 約3.9時間 <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7. 2. 1. 1. 22</p> <p style="text-align: center;">格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、事象発生後の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた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実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 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解析上の開始時間は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器注水量：6,100[m³] ・1次冷却系体積：380[m³] <p>蒸気発生器施栓率0%の体積280m³に蓄圧タンク保有水量3基分約93m³を加え、10m³単位で切上げた体積</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ容量：140[m³/h] ・代替格納容器スプレイポンプ起動：0.8[時間] (=約49分) ・24時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量 (24[時間] - 0.8[時間]) × 140[m³/h] = 3,248[m³] <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕 (6,100[m³] - 380[m³] - 3,248[m³]) / 140[m³/h] = 約17.6[時間] <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価時間の相違</p> <p>設計の相違</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）））

大阪発電所3/4号炉	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;">添付資料 3.1.1.23</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示 す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.2.9</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （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））</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.23</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コー ド及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は炉心損傷防止 等と合わせて評価事 故シーケンスを記載</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大阪発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（1/2）

項目	解析コードの不確かさによる影響		運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響
	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響					
運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響

表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1/4）

項目	解析コードの不確かさによる影響		運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響
	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響					
運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響

表3 運転員等操作時間による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（1/3）

項目	解析コードの不確かさによる影響		運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響
	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響					
運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響	運転員等操作時間による他の操作に与える影響

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由	
項目	解析条件（操作条件）の不確かさ	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	相違理由
	解析条件（操作条件）の不確かさ	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	
項目	解析条件（操作条件）の不確かさ	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	相違理由
項目	解析条件（操作条件）の不確かさ	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	解析条件（操作条件）の不確かさによる影響	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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

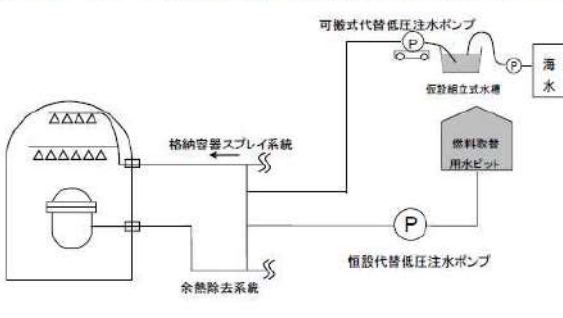
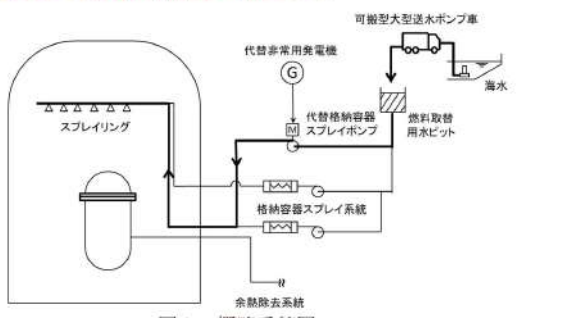
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大阪発電所3/4号炉	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 運転員等操作時間となる影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間多量（格納容器過圧・過温状態）（代替評価の体系を使用する場合）（4/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="831 220 882 288">項目</th> <th data-bbox="831 288 882 432">運転員等操作時間となる影響</th> <th data-bbox="831 432 882 539">評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th data-bbox="831 539 882 646">格納容器過圧・過温状態</th> <th data-bbox="831 646 882 753">代替評価の体系</th> <th data-bbox="831 753 882 860">運転員等操作時間となる影響</th> <th data-bbox="831 860 882 967">評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th data-bbox="831 967 882 1074">格納容器過圧・過温状態</th> <th data-bbox="831 1074 882 1181">代替評価の体系</th> <th data-bbox="831 1181 882 1287">運転員等操作時間となる影響</th> <th data-bbox="831 1287 882 1394">評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th data-bbox="831 1394 882 1501">格納容器過圧・過温状態</th> <th data-bbox="831 1501 882 1596">代替評価の体系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="882 220 934 288">運転員等操作時間となる影響</td> <td data-bbox="882 288 934 432">運転員等操作時間となる影響</td> <td data-bbox="882 432 934 539">評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td data-bbox="882 539 934 646">格納容器過圧・過温状態</td> <td data-bbox="882 646 934 753">代替評価の体系</td> <td data-bbox="882 753 934 860">運転員等操作時間となる影響</td> <td data-bbox="882 860 934 967">評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td data-bbox="882 967 934 1074">格納容器過圧・過温状態</td> <td data-bbox="882 1074 934 1181">代替評価の体系</td> <td data-bbox="882 1181 934 1287">運転員等操作時間となる影響</td> <td data-bbox="882 1287 934 1394">評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td data-bbox="882 1394 934 1501">格納容器過圧・過温状態</td> <td data-bbox="882 1501 934 1596">代替評価の体系</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系		
項目	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系																	
運転員等操作時間となる影響	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	格納容器過圧・過温状態	代替評価の体系																	

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損））

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.24</p> <p style="text-align: center;">燃料、水源、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）</p> <p>1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）</p> <p>評価事故シーケンス【大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗】</p> <p>○水源 燃料取替用水ピット：1,860 m³（有効水量）</p> <p>○水使用パターン 恒設代替低圧注水ポンプ：130m³/h 事象発生後約 51 分（0.8 時間）時間以降運転</p> <p>○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価） 1,860 m³÷130m³/h=約 14.3 時間（事故後約 15.1 時間）</p> <p>（なお、原子炉格納容器への注水総量は約 15.1 時間までに可搬式代替低圧注水ポンプによる注入を開始し、約 24 時間まで注入継続する。130m³/h×23.2h≒約 3,000m³）</p> <p>○水源評価結果 事象発生後約 15.1 時間までに可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水及び 24 時間までに大容量ポンプ、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移行することにより対応可能。</p>  <p style="text-align: center;">系統概略図</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.24</p> <p style="text-align: center;">水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）</p> <p>1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）</p> <p>評価事故シーケンス【大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】</p> <p>○水源 燃料取替用水ピット：1,700m³（有効水量）</p> <p>○水使用パターン 代替格納容器スプレイポンプ：140m³/h 事象発生後約 49 分（0.81 時間）以降運転</p> <p>○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価） 燃料取替用水ピット水量 1,700m³÷代替格納容器スプレイ流量 140m³/h + 0.81 時間=事象発生後約 12.9 時間</p> <p>< 補給可能時間 > 可搬型大型送水ポンプ車による補給開始可能時間：事象発生後の 11.7 時間後</p> <p>○水源評価結果 燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p>  <p style="text-align: center;">図 1 概略系統図</p>	<p>記載順の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>解析条件の相違</p> <p>記載内容の相違 ・大飯は2台のポンプを使用して24時間の注水を継続するのに対して、泊は水源が枯渇する前までに海水を補給する ・24時間の注水継続が可能なのは同様</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について (格納容器過圧破損))

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)

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																					
2. 燃料消費に関する評価 評価事故シーケンス【大破断LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗】 プラント状況：3、4号炉運転中。 事象：大破断LOCAは全ユニット発災を想定する。		2. 燃料消費に関する評価 評価事故シーケンス【大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】		設計の相違																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t</td> <td>空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t</td> </tr> <tr> <td>事象発生後6.5h後～事象発生後24h後 (=17.5h)</td> <td>可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,205t</td> <td>可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,265t</td> </tr> <tr> <td>事象発生後14h後～事象発生後7日間 (=154h)</td> <td>大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t</td> <td>大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約186,378t</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約186,378t</td> <td></td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別	重油		号炉	3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t	空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t	事象発生後6.5h後～事象発生後24h後 (=17.5h)	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,205t	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,265t	事象発生後14h後～事象発生後7日間 (=154h)	大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t	大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t	合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約186,378t	7日間 4号炉で消費する重油量 約186,378t		結果	3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能		<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">軽油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL</td> <td>代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL</td> <td>緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h) <格納容器内自然対流冷却></td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL</td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水></td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL</td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td colspan="2">7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL</td> <td></td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td colspan="2">ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて供給可能</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別	軽油		号炉	3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL	事象発生直後～7日間 (=168h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL			結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて供給可能		
燃料種別	重油																																																								
号炉	3号炉	4号炉																																																							
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t	空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約397t/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約133,392t																																																						
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約18.1t/h×1台×24h×7日間=約3,041t																																																						
	事象発生後6.5h後～事象発生後24h後 (=17.5h)	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,205t	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約126t/h (定格負荷) ×1台×17.5h=約2,265t																																																						
	事象発生後14h後～事象発生後7日間 (=154h)	大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t	大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約310t/h (定格負荷) ×154h=約47,740t																																																						
合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約186,378t	7日間 4号炉で消費する重油量 約186,378t																																																							
結果	3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548t (重油タンク (160t, 2基)、燃料油貯蔵タンク (114t, 2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能																																																							
燃料種別	軽油																																																								
号炉	3号炉	4号炉																																																							
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約138.1kL																																																						
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台) (定格負荷) ×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL																																																						
	事象発生直後～7日間 (=168h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL																																																						
	事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL	可搬型大型送水ポンプ車起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約74L/h (最大負荷) ×1台×168h=約12.5kL																																																						
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL																																																								
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて供給可能																																																								

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																						
<p>3. 電源に関する評価</p> <p>負荷リスト 大飯3（4）号機空冷式非常用発電装置（1,825kVA×2台（給電容量：2,920kW））</p> <p><大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗></p> <div data-bbox="174 427 517 858"> <p>主要負荷リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要機器名称</th> <th>容量(kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>充電機(A, B)</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内設備監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素再結合装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器水素再結合装置温度監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水位</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉下継キヤロピエス右</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>A、B、C、D計器用電源</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>可搬型照明（3A）</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>衛星電話（固定）</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>恒設代替低圧注水ポンプ</td> <td>146</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素燃焼装置</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器ガス試料圧縮装置</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>アニユラス空気浄化ファン</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>中央制御室空調ファン</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>中央制御室循環ファン</td> <td>11</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環ファン</td> <td>11</td> </tr> <tr> <td>合計(kW)</td> <td>372</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="526 427 1019 858"> <p>負荷容量(kW)</p> <p>負荷容量イメージ</p> </div>	主要機器名称	容量(kW)	充電機(A, B)	77	原子炉格納容器内設備監視装置	77	原子炉格納容器水素再結合装置	77	原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77	原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77	可搬型格納容器水素再結合装置温度監視装置	77	原子炉格納容器水位	77	原子炉下継キヤロピエス右	77	A、B、C、D計器用電源	77	可搬型照明（3A）	77	衛星電話（固定）	77	恒設代替低圧注水ポンプ	146	原子炉格納容器水素燃焼装置	10	可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	1	可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	2	アニユラス空気浄化ファン	19	中央制御室空調ファン	19	中央制御室循環ファン	11	中央制御室非常用循環ファン	11	合計(kW)	372	<p>3. 電源に関する評価</p> <p>評価事故シーケンス【大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】</p> <p>負荷リスト 代替非常用発電機（1,725kVA×2台（給電容量：2,760kW））</p> <div data-bbox="1077 443 1406 858"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要機器名称</th> <th>容量 (kVA/kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>充電機 (A, B)</td> <td>131/113</td> </tr> <tr> <td>計袋用電源 (安全系)</td> <td>131/113</td> </tr> <tr> <td>(A, B, C, D)</td> <td>充電機 A に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>充電機 B に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ</td> <td>208/200</td> </tr> <tr> <td>アニユラス空気浄化ファン</td> <td>45/39</td> </tr> <tr> <td>中央制御室給気ファン</td> <td>27/21</td> </tr> <tr> <td>中央制御室循環ファン</td> <td>15/13</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環ファン</td> <td>6/5</td> </tr> <tr> <td>中央制御室照明等</td> <td>23/23</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環フィルタ</td> <td>13/13</td> </tr> <tr> <td>タ用電気ヒータ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>合計 (kVA/kW)</td> <td>600/540</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1422 459 1937 906"> <p>負荷容量 (kW)</p> <p>負荷容量イメージ</p> </div>	主要機器名称	容量 (kVA/kW)	充電機 (A, B)	131/113	計袋用電源 (安全系)	131/113	(A, B, C, D)	充電機 A に含む (27/22)		充電機 B に含む (27/22)	代替格納容器スプレイポンプ	208/200	アニユラス空気浄化ファン	45/39	中央制御室給気ファン	27/21	中央制御室循環ファン	15/13	中央制御室非常用循環ファン	6/5	中央制御室照明等	23/23	中央制御室非常用循環フィルタ	13/13	タ用電気ヒータ		合計 (kVA/kW)	600/540	<p>記載表現の相違</p> <p>設計の相違</p>
主要機器名称	容量(kW)																																																																							
充電機(A, B)	77																																																																							
原子炉格納容器内設備監視装置	77																																																																							
原子炉格納容器水素再結合装置	77																																																																							
原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77																																																																							
原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77																																																																							
可搬型格納容器水素再結合装置温度監視装置	77																																																																							
原子炉格納容器水位	77																																																																							
原子炉下継キヤロピエス右	77																																																																							
A、B、C、D計器用電源	77																																																																							
可搬型照明（3A）	77																																																																							
衛星電話（固定）	77																																																																							
恒設代替低圧注水ポンプ	146																																																																							
原子炉格納容器水素燃焼装置	10																																																																							
可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	1																																																																							
可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	2																																																																							
アニユラス空気浄化ファン	19																																																																							
中央制御室空調ファン	19																																																																							
中央制御室循環ファン	11																																																																							
中央制御室非常用循環ファン	11																																																																							
合計(kW)	372																																																																							
主要機器名称	容量 (kVA/kW)																																																																							
充電機 (A, B)	131/113																																																																							
計袋用電源 (安全系)	131/113																																																																							
(A, B, C, D)	充電機 A に含む (27/22)																																																																							
	充電機 B に含む (27/22)																																																																							
代替格納容器スプレイポンプ	208/200																																																																							
アニユラス空気浄化ファン	45/39																																																																							
中央制御室給気ファン	27/21																																																																							
中央制御室循環ファン	15/13																																																																							
中央制御室非常用循環ファン	6/5																																																																							
中央制御室照明等	23/23																																																																							
中央制御室非常用循環フィルタ	13/13																																																																							
タ用電気ヒータ																																																																								
合計 (kVA/kW)	600/540																																																																							