

2023年6月6日
関西電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社

高浜3,4号炉、伊方3号炉及び玄海3号炉における
国産MOX燃料の利用について

1. はじめに

我が国は、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本方針としている。MOX燃料工場は2024年度上期に竣工する予定であり、国内MOX燃料工場竣工後の各発電所導入スケジュールは今後具体化していくこととしているが、国内MOX燃料工場において製造されたMOX燃料は、国内のプルサーマル炉において装荷される予定である。（別紙1参照）

国産MOX燃料のPu含有率や集合体の基本設計は、装荷実績のある海外MOX燃料と同じ設計であるものの、製造工程の違いにより、国産MOX燃料には、海外MOX燃料に含まれていないウラン同位体 ^{234}U 、 ^{236}U 等（以下、本資料において「回収ウラン」という）が微量含まれている。

過去、日本においては核燃料サイクルの中で回収されたウランを天然ウランと同様に燃料製造し、利用した実績がある。このとき、回収ウランの特徴を考慮した影響を事前確認の上、設置変更許可、工事計画認可及び燃料体設計認可の申請は不要であると当時の旧通商産業省殿により認められている。

今回、国内のプルサーマル炉で国産MOX燃料の使用を開始するにあたり、回収ウランの特徴を踏まえ、炉心核特性への影響、崩壊熱への影響などを整理し、現時点で稼働しているMOX既許可炉を対象に設置変更許可申請書の本文記載方針に変更はないことを確認した。

2. 回収ウランの特徴

ウラン燃料を照射すると ^{235}U が核分裂反応により減少する一方で、ウラン同位体 (^{234}U 、 ^{236}U 等)、核分裂生成物(FP)等の核種が生成される。これらの核種は核分裂に寄与するものではない。

国産 MOX 燃料は、海外 MOX 燃料と比較し、未照射の段階からこれらの非核分裂性かつ中性子吸収効果が大きいウラン同位体を微量に含んだ燃料である。

これらのウラン同位体をわずかに含んだ回収ウランの特徴とその影響程度は、以下のとおりである。

- ・ ^{234}U 、 ^{236}U は中性子吸収効果が大きく、燃料の反応度を低下させる。
 - 燃料健全性への影響
 - 炉心核特性への影響
 - 1次冷却材の放射能への影響
 - 未臨界性に対する影響
- ・ ^{236}U の中性子吸収により高アクチノイド核種が増加し、燃料体の崩壊熱が増大する。
 - 炉心崩壊熱への影響、使用済燃料ピット熱負荷値への影響
- ・ ^{236}U の中性子吸収により高アクチノイド核種が増加し、また、核分裂生成物の存在量も変化する。
 - 炉心内蓄積量への影響（線源としての影響）
- ・ ^{232}U の娘核種が高エネルギーの γ 線を発するため、線量がわずかに上昇する。
 - 新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量への影響

天然ウランから製造した通常ウラン燃料であっても、照射によって ^{234}U 、 ^{236}U 等のウラン同位体が生成され、許認可ではこれら核種の影響は燃料の照射開始から使用済燃料となるまでの特性変化として炉心設計や崩壊熱計算において考慮されている。これは MOX 燃料においても同じである。

3. 設置変更許可への影響

発電用原子炉設置者は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「法」という）第 43 条の 3 の 8 第 1 項に基づき、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 2 号から第 5 号まで又は第 8 号から第 11 号までに掲げる事項を変更しようとするときは、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。

国産 MOX 燃料の導入は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備に係るものであり、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 5 号、第 9 号及び第 10 号に関連するが、別添 1～3 に示すとおり、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 5 号、第 9 号及び第 10 号を変更する事項に該当しないものと考えている。

具体的には、別紙 2 に示すとおり、国産 MOX 燃料に含まれる回収ウラン燃料の特徴およびその影響を整理したうえで、設置許可基準規則の各条文に対する適合性確認の要否を別添 1-1、2-1、3-1 のとおり整理した。その結果、影響確認が必要な条文は別紙 2 の最右欄に記載の条文が影響を受ける条文であり、別添 1-2、2-2、3-2 のとおり影響の確認を行っている。

さらに、影響確認が必要な条文のうち特に回収ウランの影響を確認すべき条文は、事故時被ばく評価（13 条）、平常時被ばく評価（27 条）、Cs-137 放出量、使用済燃料ピット熱負荷（37 条）であるが、これらについて国産 MOX 導入による影響を検討した結果、以下に示すとおり設置許可本文の設計方針に変更がないことを確認した。

ここで、影響確認にあたっては、ウランの同位体について、
想定した保守的な設定としており、実際の回収ウラン含有率は低くなるため、影響もさらにわずかとなる。

【高浜 3,4 号炉の場合】

<事故時被ばく評価（13 条）>

評価事象のうち蒸気発生器伝熱管破損時に放出される放射線源及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(2.8mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 1-3-2 ページに示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回ることは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<平常時被ばく評価（27条）>

平常時被ばく評価のための放出放射エネルギー及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(11 μ Sv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 1-3-2 ページに示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

<Cs-137 放出量（37条）>

環境への影響を評価するものとして、Cs-137 の放出放射エネルギー評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量（事故発生後から7日間で約4.2TBq、100日後までで4.5TBq）は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷（37条）>

使用済燃料ピットの有効性評価のための解析条件として熱負荷値が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 1-3-5 ページに示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 10.408MW を超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

【伊方 3 号炉の場合】

＜事故時被ばく評価（13 条）＞

評価事象のうち蒸気発生器伝熱管破損時に放出される放射線源及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(0.50mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 2-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回することは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

＜平常時被ばく評価（27 条）＞

平常時被ばく評価のための放出放射エネルギー及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(11.0 μ Sv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 2-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

＜Cs-137 放出量（37 条）＞

環境への影響を評価するものとして、Cs-137 の放出放射エネルギー評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量（事故発生後から 7 日間で約 5.1TBq、100 日後までで 5.6TBq）は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<使用済燃料ピット熱負荷（37 条）>

使用済燃料ピットの有効性評価のための解析条件として熱負荷値が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 2-3-5 ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮すると、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 11.715MW を超えないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。

【玄海 3 号炉の場合】

<事故時被ばく評価（13 条）>

評価事象のうち蒸気発生器伝熱管破損時に放出される放射線源及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(0.24mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 3-3-2 ページに示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回ることは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

<平常時被ばく評価（27 条）>

平常時被ばく評価のための放出放射エネルギー及び敷地境界における評価結果が本文に記載されている。

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(7.8 μ Sv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 3-3-2 ページに示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

<Cs-137 放出量（37 条）>

環境への影響を評価するものとして、Cs-137 の放出放射エネルギー評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる

() ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量（事故発生後から 7 日間で約 4.5TBq、100 日後までで 4.8TBq）は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷（37 条）>

使用済燃料ピットの有効性評価のための解析条件として熱負荷値が本文に記載されている。

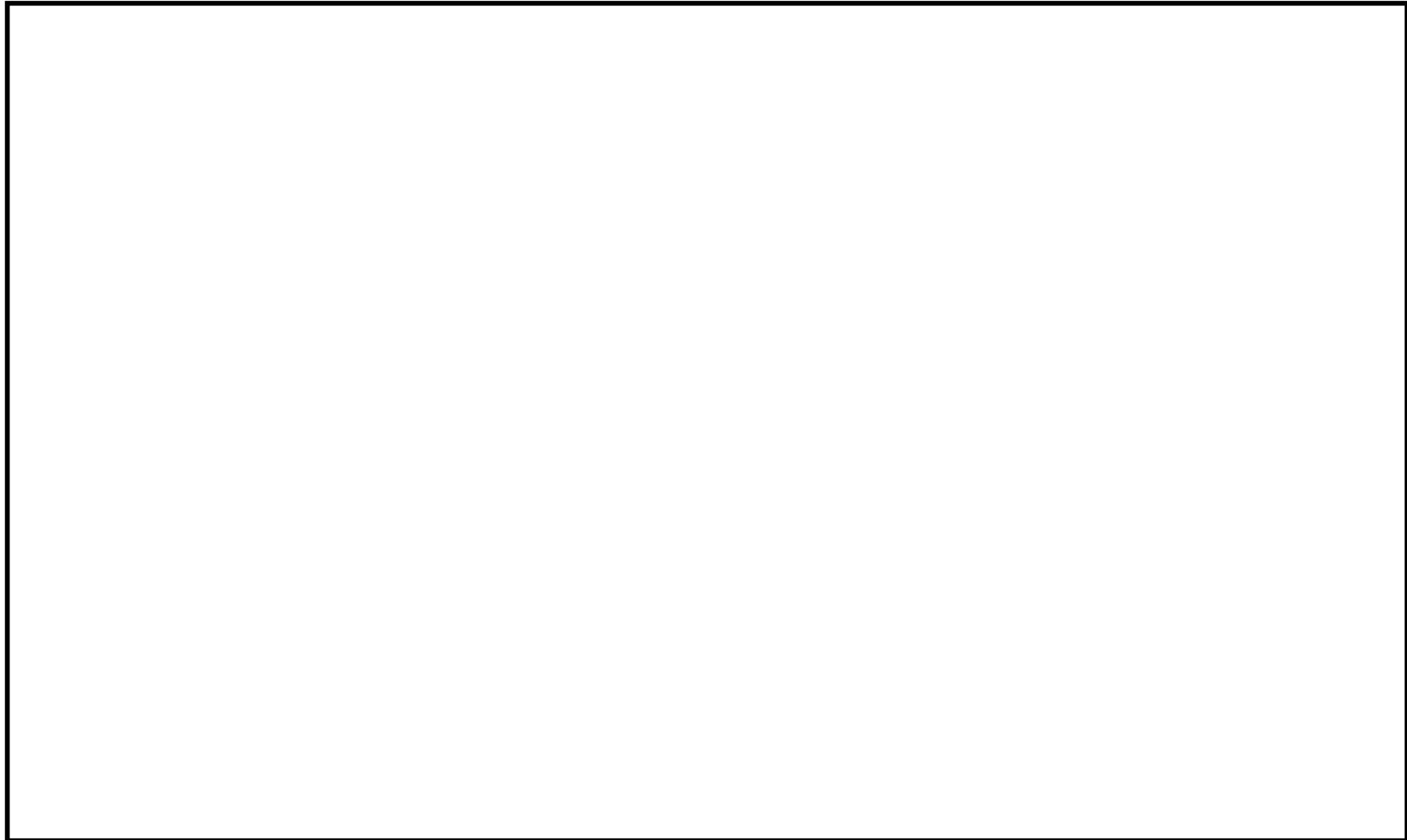
国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 3-3-5 ページに示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 12.464MW を超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

4. まとめ

国産 MOX 燃料を導入した場合の許認可への影響を確認した結果、回収ウランによる影響は軽微であり、既許可の本文記載方針に変更がないことを確認した。

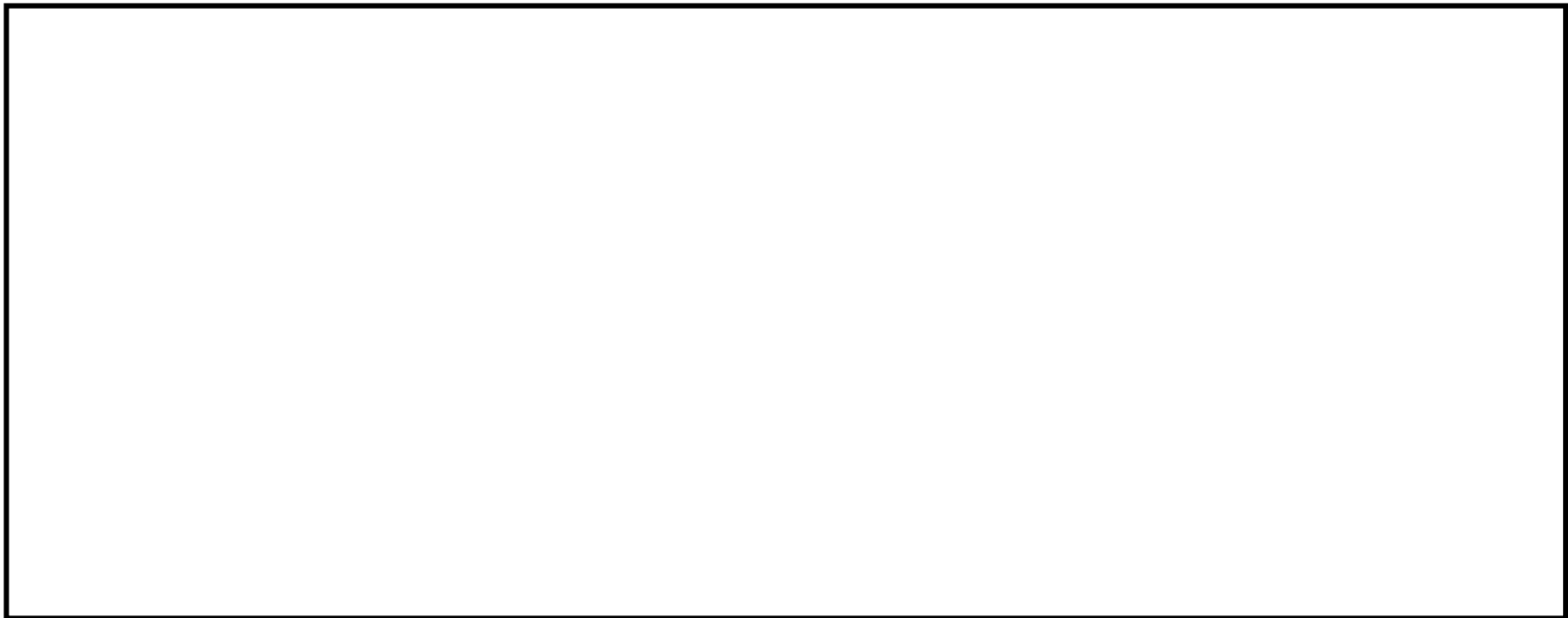
以上

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



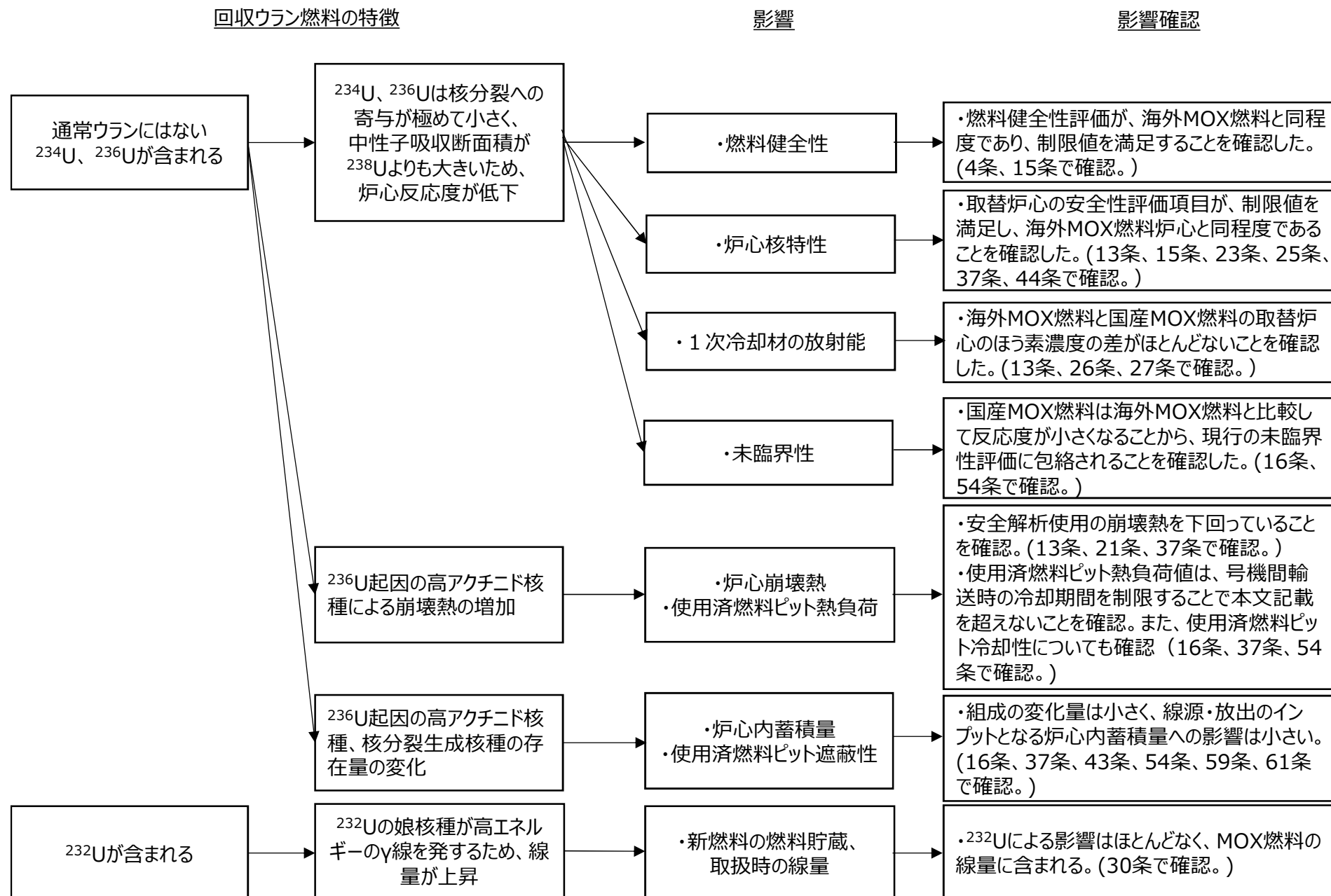
本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

国産MOX燃料の許可要否のスケジュールについて



本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

回収ウランの影響について



関係条文	○
関係しない条文	×

条文	条文との関係	該当条項	確認結果
第1条 適用範囲	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第2条 定義	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第3条 設計基準対象施設の地盤	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第4条 地震による損傷の防止	○	第5項に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外MOX燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。ここで、燃料体の耐震要求としては、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第1項：地震力に十分耐えることが求められるが、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1次応力、2次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第1項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第1項（1次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第5項の評価に包絡される。別添1-3-7に示す通り、国産MOX燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。</p> <p>なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産MOX導入による影響を受けるものではない。</p>
第5条 津波による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第8条 火災による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第9条 溢水による損傷の防止等	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第10条 誤操作の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第11条 安全避難通路等	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第12条 安全施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	○	第1項第1号及び第2号に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添1-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p> <p><1次冷却材の放射能> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(2.8mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添1-3-2に示すとおり数ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回することは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第15条	炉心等	○	第1項、第2項、第5項及び第6項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p> <p><燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添1-3-7に示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。</p>
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	第1項2号、3号、4号、第2項1号八、第2項2号イ、ロに該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、他号炉から運搬し貯蔵する（以下「号機間輸送」という）燃料の冷却期間を21箇月としても使用済燃料ピットの水温上昇は軽微であり、基準水温を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることに変わりないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第18条	蒸気タービン	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第19条	非常用炉心冷却設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第21条	残留熱を除去することができる設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添1-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第23条	計測制御系統施設	○	第1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p>
第24条	安全保護回路	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	○	第2項の第2号～第5号、第3項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜炉心核特性＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。</p>
第26条	原子炉制御室等	○	第3項2号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜1次冷却材の放射能＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添1-3-2に示すとおり数ppm変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が30日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第27条	放射性廃棄物の処理施設	○	第1号に該当	<p>(結論) 設計方針に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜1次冷却材の放射能＞ 平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。 ここで、国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(11μSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添1-3-2に示すとおり数ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50μSv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。</p>
第28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	○	第1項第1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウラン（特にU232）が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 (2号の要求については、設計基準事故時に使用済燃料ピットエリアでの現場作業がないため、対象外。)</p>
第31条	監視設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第32条	原子炉格納施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第33条	保安電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第34条	緊急時対策所	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第35条	通信連絡設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第36条	補助ボイラー	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	第1項から第4項に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添1-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添1-3-5に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷10.408MWを超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。</p> <p><炉心内蓄積量> 環境への影響を評価するものとして、Cs-137の放出放射能評価結果が本文に記載されている。 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載されるCs-137放出量（事故発生後から7日間で約4.2TBq、100日後までで4.5TBq）は、国産MOX燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくと定めるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第39条	地震による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第40条	津波による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第41条	火災による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第42条	特定重大事故等対処施設	○		別資料に記載する。
第43条	重大事故等対処設備	○	第1項第6号、第3項第4号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。</p>
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添1-3-1に示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p>
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	第1項及び第2項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 <使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添1-3-5に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。 <使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ことで炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第57条	電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第58条	計装設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第60条	監視測定設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第61条	緊急時対策所	○	第1項第1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

条文要求と設置許可本文記載事項について

前ページで該当条項と整理した条文に対して、許可本文の関係個所を抜粋した。そのうえで、国産 MOX 燃料の影響がある可能性がある記載に対しては下線を引いている。

また、国産 MOX による影響確認結果については、【国産 MOX 燃料による影響】において整理している。

第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(1) 耐震構造

(i) 設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目にしたがって耐震設計を行う。

a. 耐震重要施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

c. Sクラスの施設 (e.に記載のものを除く。)、Bクラス及びCクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数 C_i に、それぞれ3.0、1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ3.6、1.8及び1.2を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えられるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系共に、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設 (e.に記載のものを除く。)については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

d. Sクラスの施設 (e.に記載のものを除く。)は、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設計する。

なお、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものと

する。

基準地震動 S_s は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動 S_s の応答スペクトルを第5.1図及び第5.2図に、時刻歴波形を第5.3図～第5.9図に示す。解放基盤表面は、S波速度が2.2km/s以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置のE.L.+2mとする。

また、弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値に余裕を持たせ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動 S_s に係数0.5を乗じて設定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系共に、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられるように設計する。

e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

f. 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外 MOX 燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。

ここで、燃料体の耐震要求としては、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第 1 項：地震力に十分耐えることが求められるが、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1 次応力、2 次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第 1 項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第 1 項（1 次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第 5 項の評価に包絡される。別添 1-3-7 に示す通り、国産 MOX 燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。

なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産 MOX 導入による影響を受けるものではない。

第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

【本文記載】

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

イ. 運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (c) 制御棒の落下及び不整合
 - (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - (c) 外部電源喪失
 - (d) 主給水流量喪失
 - (e) 蒸気負荷の異常な増加
 - (f) 2次冷却系の異常な減圧
 - (g) 蒸気発生器への過剰給水
- c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (a) 負荷の喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界

値以上であること。

- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.1 倍の圧力 18.88MPa[gage]以下であること。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS - 1

- (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
- (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁（開機能）
- (d) 原子炉停止後の除熱機能
補助給水系
主蒸気安全弁
- (e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
安全保護系
- (f) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. MS - 3

- (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値 (2,660MWt) に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差 (定格値の±2%) を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値 (302.3℃) に定常運転時の誤差 (±2.2℃) を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値 (15.41MPa[gage]) に定常運転時の誤差 (±0.21MPa)

を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、D N B R の評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子(D N B R 乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高（高設定）

118%（定格出力値に対して）（応答時間 0.5 秒）

出力領域中性子束高（低設定）

35%（定格出力値に対して）（応答時間 0.5 秒）

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）（応答時間 6.0 秒）

過大出力 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（第 10.1 図参照）（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力高

16.61MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1 次冷却材流量低

87%（定格流量に対して）（応答時間 1.0 秒）

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

狭域水位検出器下端水位（応答時間 2.0 秒）

タービントリップ

—（応答時間 1.0 秒）

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）

水位検出器下端水位（水位）（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

－ (流量)

(主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため、作動限界値は不要)

3.35MPa[gage] (圧力) (応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0.034MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

－ (流量)

(主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため、作動限界値は不要)

3.35MPa[gage] (圧力) (応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.136MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第 10.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%挿入までの時間を 2.2 秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 10.3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ること

ができることが合理的に推定できる時点まで行うものとする。

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。

また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。

(c) 反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/\text{s}$ とする。

(d) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は 0.75% を使用する。

(e) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。

(f) 減速材温度係数は $8.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ とする。

(g) 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

(h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(\text{g}/\text{cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/\text{s}$ とする。

(d) 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

(e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

c. 制御棒の落下及び不整合

原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒クラスタの落下と不整合の事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 添加される負の反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし、瞬時に加わるものとする。
- (d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H^N}$) として、1.84 を使用する。
- (f) 制御棒クラスタ不整合は、制御棒クラスタバンク D が挿入限界に位置し、うち 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1 次冷却材中に純水が注入され、1 次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

(a) プラント起動時の異常な希釈

- a) 1 次冷却材の体積は、加圧器等を除いた 1 次冷却系の有効体積を用いる。
- b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量 ($81.8m^3/h$) とする。
- c) 1 次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水 (ほう素濃度 2,800ppm) で満たされているものとする。
- d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

(b) 出力運転時の異常な希釈

- a) 1 次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、充てん/高圧注入ポンプ 3 台運転時の全容量 ($37.5m^3/h$) とする。
- c) 初期ほう素濃度は 1,900ppm とする。
- d) 反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。

(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

a. 原子炉冷却材流量の部分喪失

原子炉の出力運転中に、1 次冷却材を駆動する 1 次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
 - (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
 - (c) 原子炉の自動停止は、「1 次冷却材流量低」信号によるものとする。
 - (d) 1 次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する 1 次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- 1 次冷却材ポンプ 1 台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (a) DNB R の評価では、初期原子炉出力は 1 ループ停止時の最大運転出力である 60% とする。また、1 次冷却材平均温度の初期値は 60% 出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
 - (b) 停止している 1 次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は 20 秒で定格流量に達するものとする。
 - (c) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
 - (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
 - (f) 停止ループの 1 次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。
 - (g) 燃料中心温度の評価では、初期値は DNB R の評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。
- c. 外部電源喪失
- 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。
- (a) 「イ. (2) (iii) d. 主給水流量喪失」及び「ロ. (2) (ii) b. 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。
- d. 主給水流量喪失
- 原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉

からの除熱能力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は3基とも狭域水位検出器下端にあるものとする。
- (b) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- (c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。
- (d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて80m³/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
- (e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作せず、主蒸気安全弁のみ動作するものとする。
- (f) 以下の2つの場合を考慮する。
 - a) 原子炉圧力の評価では、加圧器スプレイ弁及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。
 - b) 加圧器水位の評価では、加圧器スプレイ弁及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 以下の4ケースに分けて解析する。
 - ケースA：手動運転・サイクル初期
 - ケースB：手動運転・サイクル末期
 - ケースC：自動運転・サイクル初期
 - ケースD：自動運転・サイクル末期
- (c) 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- (d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。
- (e) 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が10%急増するものとする。

f. 2次冷却系の異常な減圧

原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第10.4図に示すように減速材の密度の関数として与える。

(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 $7.48\text{MPa}[\text{gage}]$ にて 403t/h とする。

(e) 1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 $21,000\text{ppm}$ のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(g) 外部電源はあるものとする。

g. 蒸気発生器への過剰給水

原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(\text{g}/\text{cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。

(c) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で給水されるものとする。

(d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

a. 負荷の喪失

原子炉の出力運転中に外部電源又はタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作しないものとし、主蒸気安全弁が動作するものとする。

(d) 以下の2つの場合を考慮する。

a) DNBR評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

b) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。

(c) ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(d) 1次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

(e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- (c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- (e) 原子炉が出力運転中に、2 台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 21,000ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は 1 次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
- (f) 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 最小 DNB R については、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」において約 1.3 であり、許容限界値である 1.17 を下回ることはない。
- b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料で約 2,400°C、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約 2,400°C であり、それぞれ設計に当たっての制限値である 2,590°C、2,520°C を下回っており、熔融点未満である。
- c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料で生じ、約 350kJ/kg であり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「R I E 評価指針」という。）に示す 170cal/g・UO₂ に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

また、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、二酸化ウラン燃料で生じ、約 80kJ/kg であり、ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「P C M I 破損」という。）のしきい値のめやすである 209kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示す 50cal/g・UO₂ に相当。）を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.2MPa[gage] であり、最

高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ. 設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 原子炉冷却材流量の喪失
- (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- (d) 主給水管破断
- (e) 主蒸気管破断

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- (a) 制御棒飛び出し

c. 環境への放射性物質の異常な放出

- (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- (b) 蒸気発生器伝熱管破損
- (c) 燃料集合体の落下
- (d) 原子炉冷却材喪失
- (e) 制御棒飛び出し

d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 可燃性ガスの発生

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあた

っては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力（設計圧力の 1/0.9 倍）0.283MPa[gage]以下であること。
- e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

- a. MS - 1
 - (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
 - (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
 - (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁（開機能）
 - (d) 原子炉停止後の除熱機能
補助給水系
主蒸気安全弁
主蒸気隔離弁
主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
 - (e) 炉心冷却機能
非常用炉心冷却系
 - (f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能
原子炉格納容器
アニュラス
原子炉格納容器隔離弁
原子炉格納容器スプレイ系
アニュラス空気浄化系
安全補機室空気浄化系
 - (g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

- (h) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. MS - 2

- (a) 放射性物質放出の防止機能
排気筒
- (b) 異常状態の緩和機能
加圧器逃がし弁（手動開閉機能）

c. MS - 3

- (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

イ. (2) (i)と同様である。

(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

a) 配管の破断は低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は1.0~0.4までの範囲について検討する。

b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.32に基づいたコサイン分布を用いる。

c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30秒

非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するもの

とする。

d) 単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列を不作動とする。

また、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

f) 再冠水解析においては、1 次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102% で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。

j) 原子炉容器頂部の初期の 1 次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は 10% とする。

(b) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断—

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

b) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台を不作動とする。

c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは 25 秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に減少する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- (d) 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

- (a) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は 102% とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不動作とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

d. 主給水管破断

原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

- (a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は 102% とする。
- (b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- (c) 主給水管 1 本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算には Moody のモデルを使用するものとする。
- (d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

- (g) 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器 2 基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
- (h) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

e. 主蒸気管破断

原子炉の高温停止時に、2 次冷却系の破断等により、1 次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。 1 次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

- (b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。

- (c) 1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

- (d) 主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の 2 ケースについて解析する。

ケース A 外部電源あり

ケース B 外部電源なし

- (e) 主蒸気逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後 10 秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

- (f) DNB R の評価では、1 台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 21,000ppm のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2 台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

- (h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、M o o d y のモデル

を使用する。

(i) DNBRの計算には、W-3 相関式を使用する。

(j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a. 制御棒飛び出し

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは圧力ハウジングの破断等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

(a) 解析は以下の 4 ケースについて実施する。

サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

(b) 高温全出力のケースでは、

a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ 102%及び 304.5°Cとする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。

b) 制御用制御棒クラスタバンク Dは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。

c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

(c) 高温零出力のケースでは、

a) 原子炉出力及び 1 次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び 288.3°Cとする。

b) 制御用制御棒クラスタバンク Dは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンク Dに属するクラスタ 1 本が飛び出すものとする。

c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運

転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

(d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。

(e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が 0.1 秒の間に追加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温全出力	0.19%	$\Delta k/k$
サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温零出力	1.0 %	$\Delta k/k$

(f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で 0.47%、サイクル末期で 0.41% を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で 0.52%、サイクル末期で 0.43% を使用する。

(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

- a) サブクール状態 Dittus-Boelter の式
- b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式
- c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	7.0
サイクル末期高温全出力	5.6

サイクル初期高温零出力 14

サイクル末期高温零出力 26

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

(b) 1次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1%として評価し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。

(c) プラント稼働率は 100%とする。

(d) 8基のタンクの切替えを考慮し、タンク 1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。

(e) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2006年1月から 2006年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

(a) 事故経過の解析

a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の 1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

d) 充てん/高圧注入ポンプ 2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2台が作動するものとする。

- e) 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。
- ① DNB Rの評価では、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。
 - ② 核分裂生成物の放出量評価では、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。
- f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。
- g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。
- ① 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後 10 分）。
 - ② 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。
 - ③ 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。
 - ④ 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。
 - ⑤ 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。
- h) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価
- a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
 - b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 48 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は 90t とする。また、流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等

から大気中へ放出される蒸気量は 30t とする。

c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の2通りを仮定する。

① 燃料被覆管欠陥率 1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $6.9 \times 10^{13}\text{Bq}$ 、希ガス約 $3.4 \times 10^{14}\text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

② ①項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15}\text{Bq}$ 、希ガス約 $3.3 \times 10^{15}\text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は $1.40 \times 10^{-2}\text{min}^{-1}$ とする。

d) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

f) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気に放出されるものとする。

g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

h) 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。
- (b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の 102% で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 30,000 時間）のものとする。
- (c) 燃料取替作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- (d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- (e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。
- (f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。
- (g) 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素フィルタの効率は 95% とする。
- (h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。
- d. 原子炉冷却材喪失
- 「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- (b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。
- | | |
|-----|------|
| 希ガス | 1% |
| よう素 | 0.5% |
- (c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素の形態をとるものとする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素に

については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は 5 分とする。

(f) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台を不作動とする。

(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 1,000
0.12	1,000 ~ 2,000
0.11	2,000 ~ 15,000
0.10	15,000 ~ 32,000
0.09	32,000 ~ 58,000
0.08	58,000 ~ 110,000
0.07	110,000 ~ 220,000
0.06	220,000 ~ 520,000
0.05	520,000 ~ 2,592,000

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(i) 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とする。

その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後 30 分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス

部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

- (k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は 95%とする。
- (l) 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- (m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のような素が無機よう素として溶解しているものとする。
- (o) 再循環水体積は $1,400 \text{m}^3$ とする。
- (p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。
- (q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は 95%とする。
- (r) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。
 - a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
 - b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外部遮蔽建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮蔽建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
 - c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- (s) 事故の評価期間は 30 日間とする。
- (t) 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。
- (u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。
- e. 制御棒飛び出し
- 「ロ. (1) (i) b. (a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ. (2) (iii) a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 12% を使用する。
- (b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。
- | | |
|-----|-------|
| 希ガス | 0.28% |
| よう素 | 0.14% |
- (c) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後 30 分で起動するものとする。
- (e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。
- | | |
|-------------|-----------|
| 事故後 24 時間まで | 0.111%/d |
| その後 29 日間 | 0.0555%/d |
- (f) その他の条件は、「ロ. (2) (iv) d. 原子炉冷却材喪失」と同

様である。

(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a. 原子炉冷却材喪失

「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度及び圧力が異常に上昇する事象を想定する。

(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。

(d) 単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列を不作動とする。

また、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

(b) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。

(c) 事故時のジルコニウム-水反応割合は「ロ. (2) (ii) a. (a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の 5 倍の 1.5%とする。

(d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の 1%が、原子炉格

納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

(e) 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合 (G 値) は炉心水に対し 0.5 分子/100eV とする。

(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列を不作動とする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は、二酸化ウラン燃料で生じ、約 1,100°C であり、制限値の 1,200°C を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は、二酸化ウラン燃料で生じ、燃料被覆管厚さの約 4.0% であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は 0.3% 以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分低い。

(d) 再冠水開始以降、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

b. 燃料エンタルピの最大値については、「制御棒飛び出し」において、二酸化ウラン燃料で約 450kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約 450kJ/kg であり、それぞれ判断基準である 833kJ/kg、770kJ/kg (「R I E 評価指針」に示す 230cal/g・UO₂ に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮した燃料エンタルピ。) を下回っている。

また、燃料破損時の影響については、「R I E 報告書」添付 4 の影響評価に包含される。

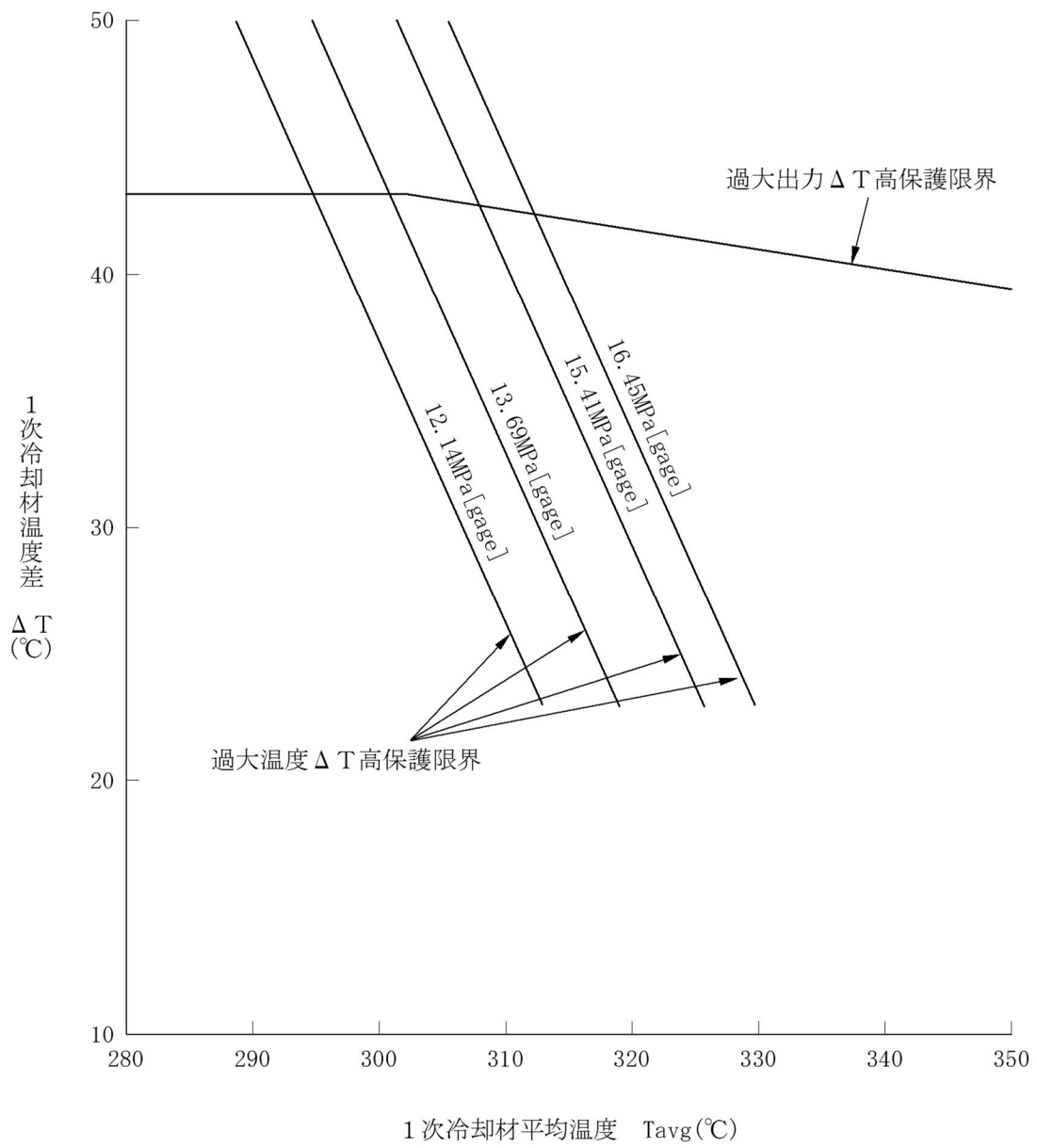
c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 19MPa[gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage] を下回っている。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約 0.25MPa[gage] であり、最高使用圧力である

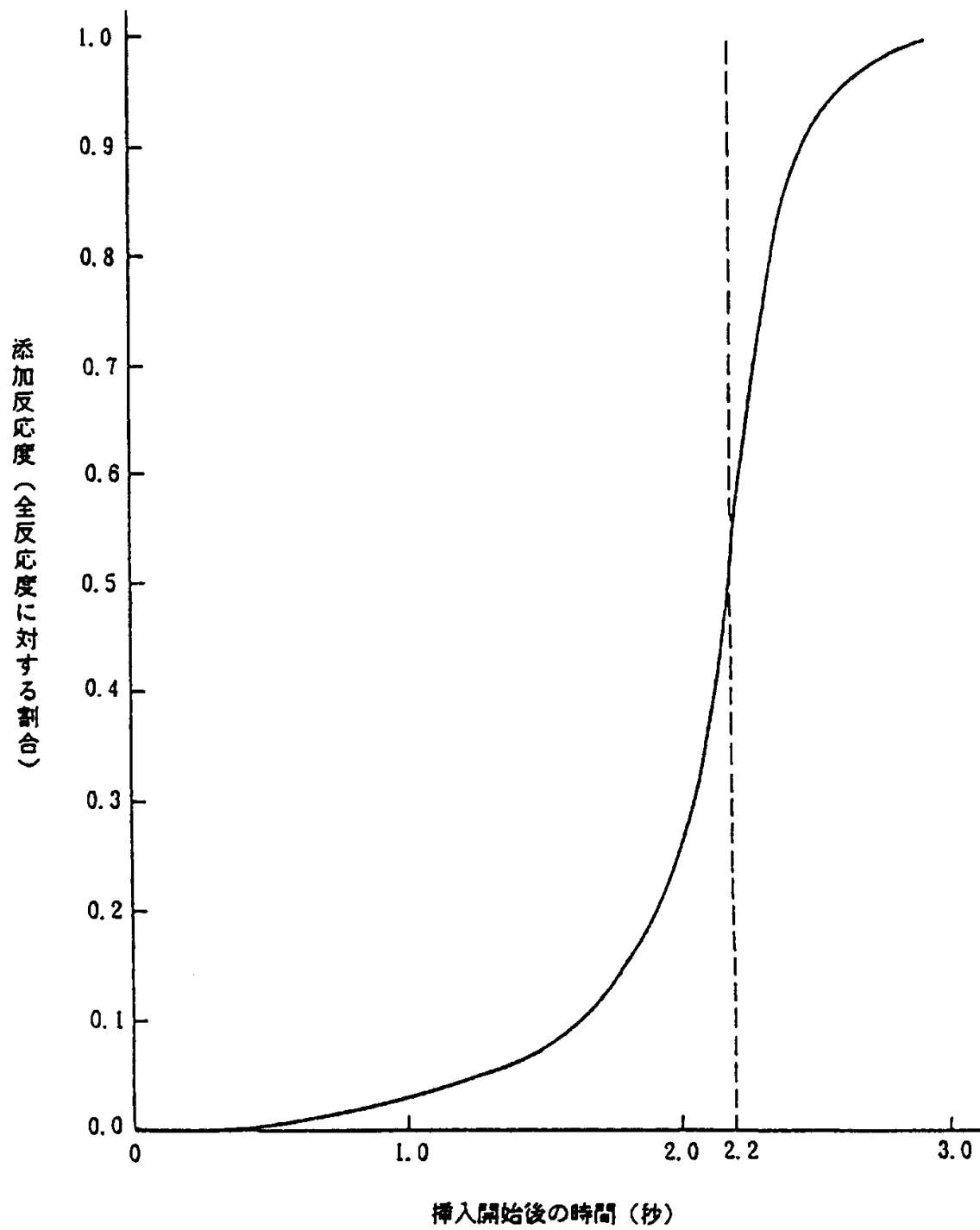
0.283MPa[gage]を下回っている。なお、原子炉格納容器内温度は、最高使用温度を超えない。

また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後 30 日時点で約 3.0%であり、可燃限界である 4%を下回っている。

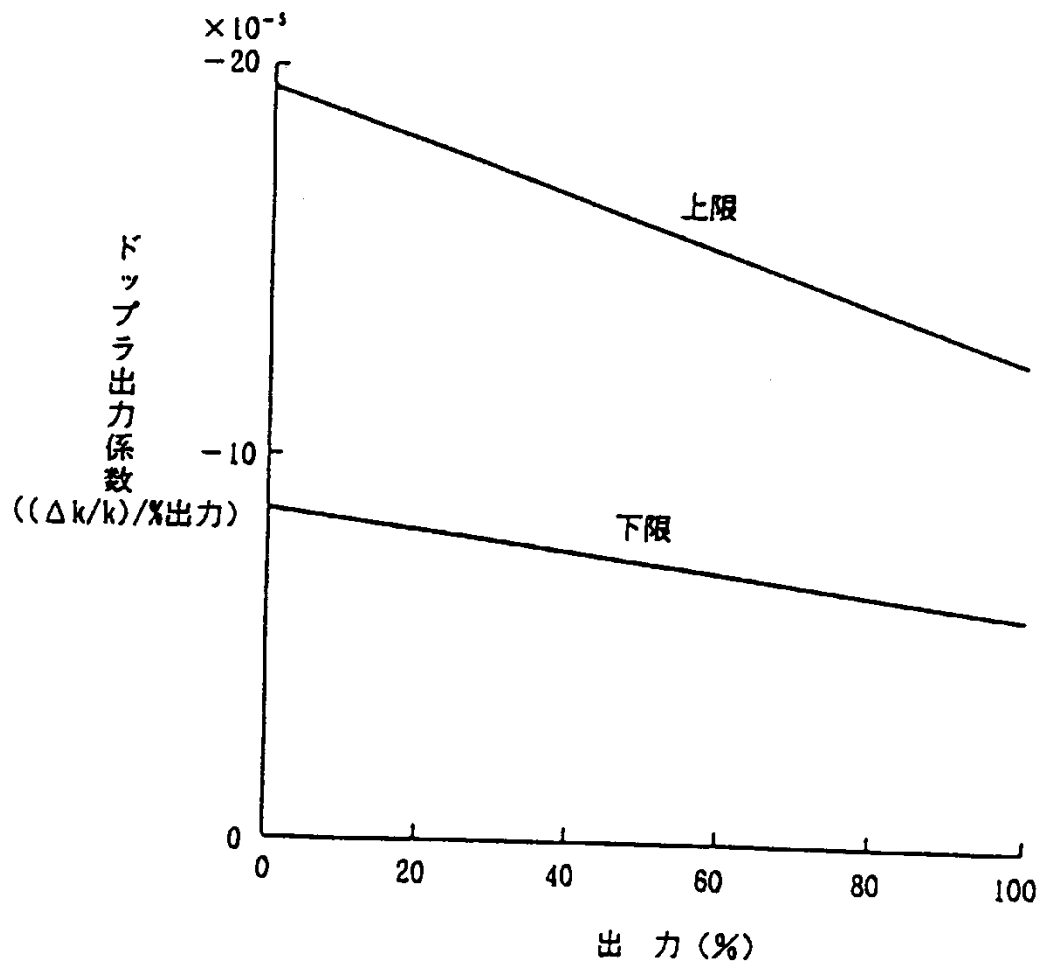
e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 2.8mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



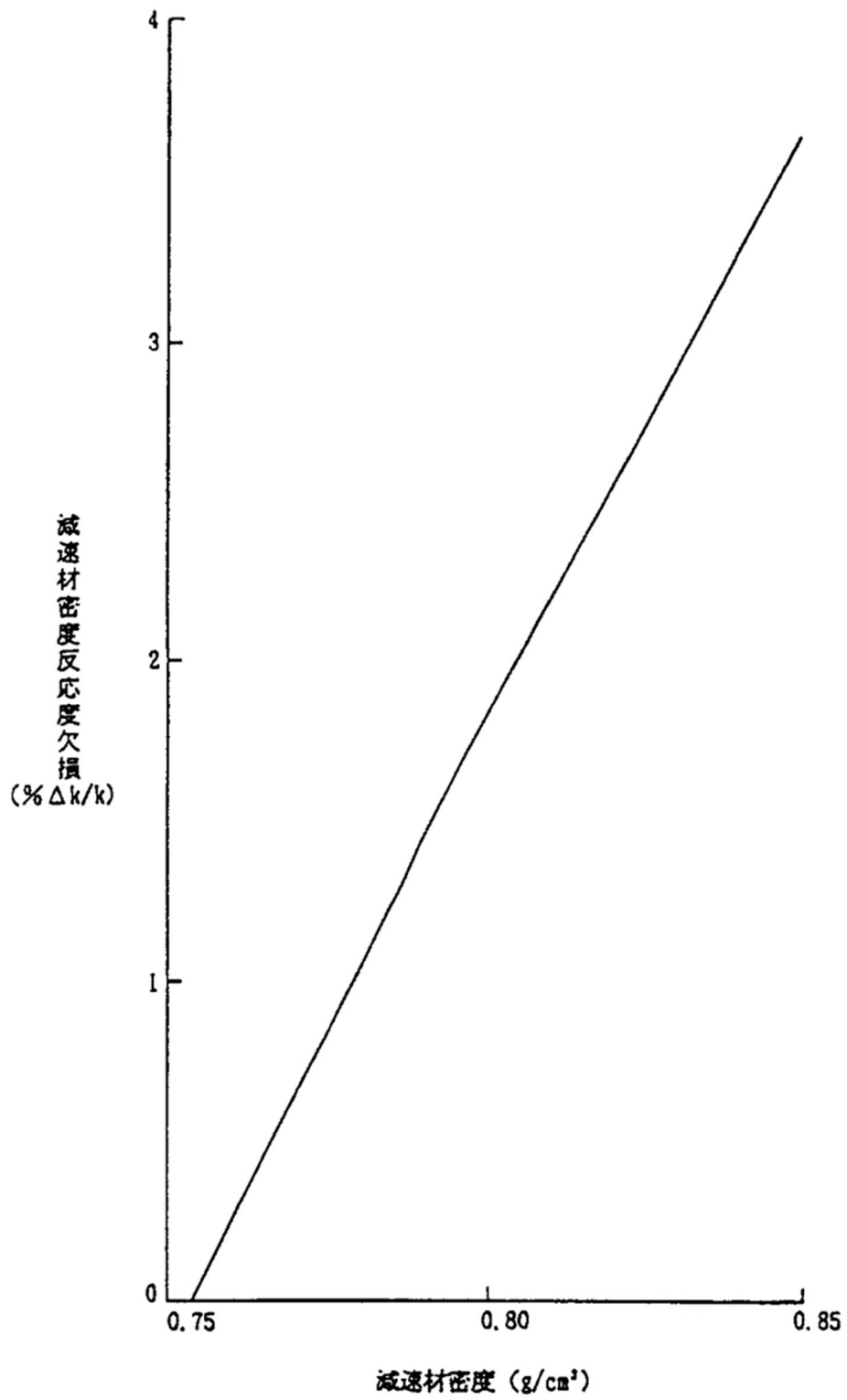
第 10.1 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



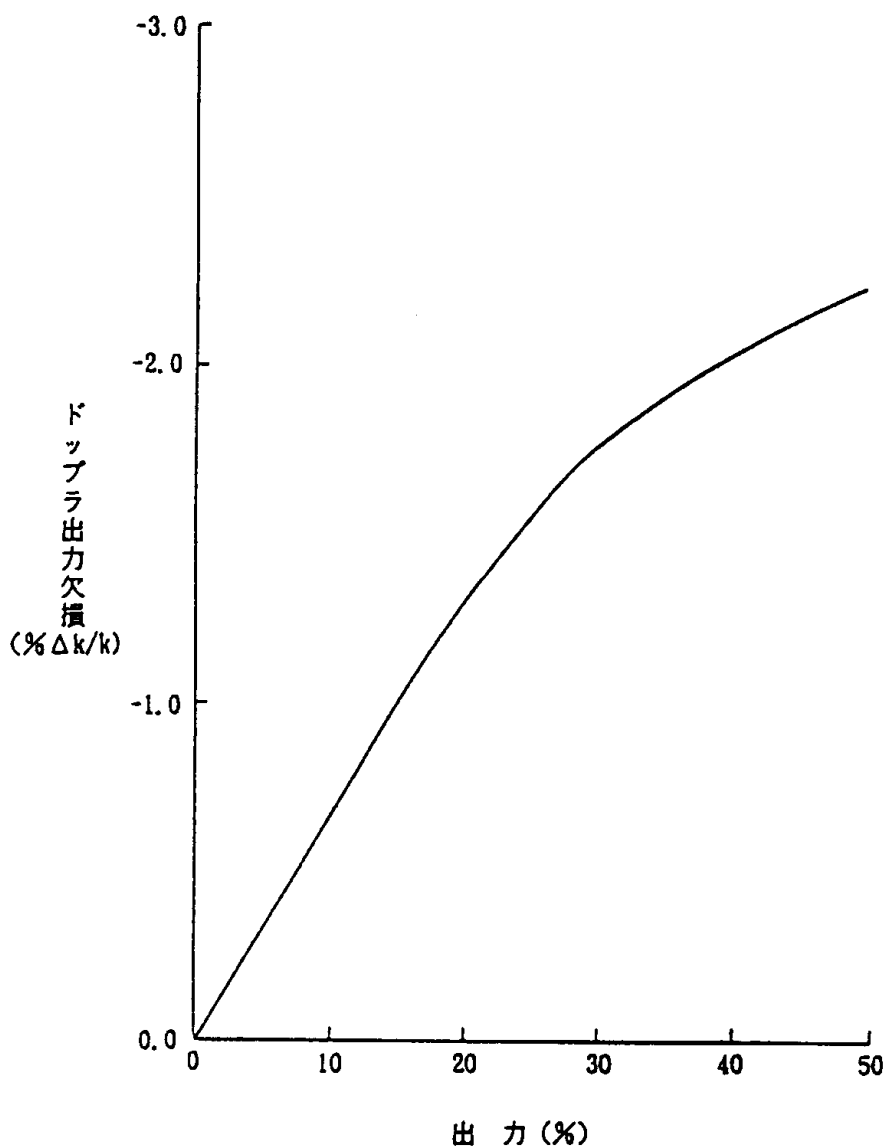
第 10.2 図 トリップ時の制御棒クラス挿入による反応度添加曲線



第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.5 図 解析に使用したドップラ出力欠損

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 1-3-4 に示すように安全解析用の崩壊

熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(2.8mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 1-3-2 に示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回ることは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

第十五条 炉心等

- 1 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。
- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
- 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。
- 6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

(1) 発電用原子炉の炉心

(i) 構造

- a. 炉心は、多数の燃料集合体をほぼ円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンプルにそう入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心そうにより原子炉容器のフランジで支持する。

1次冷却材であり、また減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心そうの外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。

- b. 燃料の取替は炉心の過剰増倍率の低下に応じて行なう。

c. 主要寸法

炉心等価直径 約3.0m

炉心有効高さ 約3.7m

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数 157

(うち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の体数最大)

40)

炉心全ウラン量 約72t

炉心全ウラン・プルトニウム量 約72t

(iii) 主要な核的制限値

原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタで制御する最大過剰反応度は約 $0.04 \Delta k/k$ とし、最大反応度価値を持つ制御棒クラスタ 1 本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を持たせることとする。

高温停止状態 0.018 $\Delta k/k$

低温停止状態 0.010 $\Delta k/k$

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上、可能な最大速度で引き抜かれても、 $0.00086(\Delta k/k)/s$ 以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度価値

制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが、挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時 0.0019 $\Delta k/k$

高温零出力時 0.010 $\Delta k/k$

d. 減速材温度係数及びドップラ係数

減速材温度係数及びドップラ係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

a. 最小限界熱流束比 (最小DNBR) 1.92

b. 燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない場合 39.6kW/m)

(2) 燃料体

(i) 燃料材の種類

a. ウラン燃料集合体

二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む)

ウラン 2 3 5 濃縮度

初装荷燃料 第1領域 約2.1wt%
 第2領域 約2.6wt%
 第3領域 約3.1wt%
 取替燃料 約4.1wt%以下
 ただし、第4～第6領域燃料は濃縮度約3.6wt%
 ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%以下、ガドリニア濃度約6wt%

ペレットの初期密度 理論密度の約95%

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

プルトニウム富化度

取替燃料 集合体平均 約4.1wt%濃縮ウラン相当(*)以下
 (約11wt%以下)

ペレット最大 13wt%以下

8wt%以下(核分裂性プルトニウム富化度)

$$\left[\begin{array}{l} \text{プルトニウム富化度} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \\ \text{核分裂性} \\ \text{プルトニウム富化度} = \frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \end{array} \right]$$

ただし、全Puには²⁴¹Puから壊変して生じる²⁴¹Amを含む

プルトニウム組成比 原子炉級

ウラン235濃度 約0.2～約0.4wt%

ペレットの初期密度 理論密度の約95%

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。

(ii) 燃料被覆材の種類

ジルカロイ-4

(iii) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

b. 主要寸法

燃料棒外径	約9.5mm
被覆管厚さ	約0.6mm
燃料棒有効長さ	約3.7m

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シムプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要寸法

燃料集合体における燃料棒の配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13mm
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シムプル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムプル本数	1

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

ウラン燃料 48,000MWd/t

ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第6領域燃料は
39,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
45,000MWd/t

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添 1-3-7 に示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
 - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに一部4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）及び除染装置（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）で構成する。

ウラン新燃料は、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、原子炉補助建屋内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用

済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

使用済燃料（1号炉及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tのものを含む。）は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取扱設備により原子炉補助建屋内へ移送し、同建屋内の使用済燃料貯蔵設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。また、ウラン使用済燃料は、必要に応じて、21箇月以上冷却した後、4号炉原子炉補助建屋内へ運搬し、4号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とするとともに、使用済燃料ピット周辺の設備状況等を踏まえて、使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお、使用済燃料の運搬又は搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、使用済燃料（1号炉及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tのものを含む。）及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、3号炉原子炉補助建屋内及び4号炉原子炉補助建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに原子炉補助建屋内の放射線量率を監視する設備等を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料ピットには、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水

の浄化を行うため、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないように設計する。

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約1130%相当分(3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設)及び全炉心燃料の約1130%相当分(4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設)とする。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

a. 構造

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料ピットには、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設ける。

b. 冷却能力

使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

(a) 使用済燃料ピット冷却器

(1号、2号、3号及び4号炉共用)

型 式 横置U字管式

基数 2
伝熱容量 約 4.0MW (1 基当たり)
型式 プレート式
基数 1
伝熱容量 約 4.1MW

(b) 使用済燃料ピットポンプ
(1号、2号、3号及び4号炉共用)
台数 2
容量 約 430m³/h (1台当たり)

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、他号炉から運搬し貯蔵する(以下「号機間輸送」という)燃料の冷却期間を 21 箇月としても使用済燃料ピットの水溫上昇は軽微であり、基準水溫を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることに変わりないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ホ．原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時、炉内圧力が低下した後の原子炉冷却のため、余熱除去設備を設ける。

a 余熱除去ポンプ（低圧注入系のポンプと兼用）

個 数 2

容 量 約681m³/h

b 余熱除去冷却器

個 数 2

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 1-3-4 に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第二十三条 計測制御系統施設

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。

【本文記載】

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計装

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉施設のプロセス計装制御のため、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量及び温度、蒸気発生器水位、制御棒クラスタ位置、反応度停止余裕等の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「十、ハ. 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「十、ハ. 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内

の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等)の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「十、ハ、第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し測定又は監視できる設計とする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し測定又は監視できる設計とする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(5) その他の主要な事項

(i) 1次冷却材温度制御設備

1次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、1次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度を、負荷に比例するプログラム平均温度(基準値)に維持するように制御棒クラスタを操作して炉出力の増減を行なう。

(ii) 加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う1次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変化を許容範囲

内に制限する。 圧力調整は、ヒータによる加熱、スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

- 2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。
 - 二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。
 - 四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第二号から第四号までの規定に適合すること。
- 3 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

【本文記載】

○ 2 項の要求について

(3) 制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに 1 次冷却材中のほう素濃度調整の 2 方式により行う。これらの制御方式に加えて、過剰増倍率を抑制し、サイクル初期に高温出力状態で減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。また原子炉の出力制御は、制御棒クラスタの位置調整により、原子炉容器入口と出口との 1 次冷却材平均温度がタービン負荷に応じた値をとるように制御する。

a 制御棒クラスタ

(a) 個 数 48

炉心全体にわたって一様に分布配置する。

(b) 中性子吸収材の種類

銀・インジウム・カドミウム

(c) 構 造

制御棒クラスタは、24本の制御棒の上端をスパイダで固定し駆動軸に連結するもので、これを燃料集合体内の制御棒案内シンプルにそう入する。各制御棒は中性子吸収材をステンレス鋼管に入れた構造とする。

b ほう素濃度調整

1 次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のように速度の遅い反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度

サイクル初期 1,900ppm以下

サイクル末期 約10ppm

c バーナブルポイズン

(a) 個 数
初装荷炉心 1,072本
取替炉心 1,072本以下

(b) 吸収材の種類 ほう素

(c) 構 造

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の合金管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の

制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a 制御棒駆動装置

(a) 個 数 52

(b) 構 造

駆動装置は、内部ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を駆動並びに保持する構造とする。

(c) 取付箇所

原子炉容器ふた

(d) 駆動方式

通常運転時 ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時 重力による落下

(e) そう入時間及び駆動速度

最大そう入時間(トリップ時、全ストロークの85%そう入までの時間) 2.2 s

通常そう入・引抜き最大速度 約114cm/min

b ほう素濃度調整装置

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により、ほう素熱再生方式及びフィードアンドブリード方式によって行う。

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は約 $0.04 \Delta k/k$ とし、その場合の反応度制御能力は約 $0.06 \Delta k/k$ とする。

(最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1本が、全引抜き位置のまま挿入できない場合)

b. ほう素濃度調整 0.15 $\Delta k/k$ 以上

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

制御棒クラスタによる原子炉停止が不可能な場合でも、化学体積制御設備により1次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、1次冷却材中のほう素濃度を高めて原子炉を停止する。化学体積制御設備は1系統設ける。

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用)

基 数 2

- | | |
|--------------------------------------|------------------------------|
| 容 量 | 約80m ³ (1基当たり) |
| b. ほう酸ポンプ (ホ. (3)(ii)b.(c)他と兼用) | |
| 台 数 | 3 |
| 容 量 | 約17m ³ /h (1台当たり) |
| c. 充てん／高圧注入ポンプ (ホ. (3)(ii)a.(a)他と兼用) | |
| 台 数 | 3 |
| 容 量 | 約45m ³ /h (1台当たり) |

(iii) 反応度制御能力

非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。

<u>停止時実効増倍率</u>	<u>0.99以下</u>
<u>負の反応度添加速度</u>	<u>0.00020(Δk/k)/min以上</u>

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。

○ 3 項の要求について

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

A. 3 号炉

(1) 一次冷却材設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（1 次冷却設備）は、3 つの閉回路からなり、それぞれの回路には 1 次冷却材ポンプを有し、1 次冷却材は原子炉で加熱されたのち蒸気発生器に入り、ここで 2 次冷却材と熱交換を行い再び原子炉に還流する。なお、3 回路のうちの 1 回路には 1 次冷却材圧力を調整するための加圧器を設ける。

1 次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時、運転時の異常な

過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、1次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において原子炉停止系の作動等とあいまって、圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

a. 蒸気発生器

(「1次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型式	たて置U字管式熱交換器型
基数	3
寸法	胴外径上部 約 4.5m 下部 約 3.4m 全高 約 20.6m
	伝熱管外径×厚さ 約 22.2mm×約 1.3mm
材料	本体 低合金鋼、低合金鍛鋼及び鋳鋼 伝熱管 ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型式	漏えい制御軸封式たて置斜流型
台数	3
容量	約20,100m ³ /h (1台当たり)

c. 1次冷却材管

内径×厚さ	約 0.70m×約 69mm
-------	----------------

	約0.74m×約73mm
	約0.79m×約78mm
材 料	ステンレス鋼
d. 加圧器	
型 式	たて置円筒上下半球鏡容器
基 数	1
圧力制御方式	ヒータ、スプレイ及び逃がし弁
材 料	母材 低合金鋼
	肉盛り ステンレス鋼
安全弁	
	(「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)
型 式	ばね式
個 数	3
容 量	約157t/h (1個当たり)
吹出場所	加圧器逃がしタンク
逃がし弁	
	(「一次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)
型 式	空気作動式
個 数	3
吹出場所	加圧器逃がしタンク
e. 漏えい監視設備	
漏えい監視設備	一式

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果

の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、想定する反応度に変更はないことを確認した。

第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ．計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

中央制御室（3号及び4号炉共用）は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及びFAX等を設置し、中央制御室から原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガスに対する換気空調設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理

を図ることができる等、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添 1-3-2 に示すとおり数 ppm 変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が 30 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

- a 気体廃棄物の主な発生源は、1次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物廃棄設備は、主として1次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス減衰タンク、水素再結合ガス圧縮装置、水素再結合装置、水素再結合ガス減衰タンク及びこれらを結ぶ配管ダクト等からなり、排気は放射性物質の濃度が低いことを確認して、排気筒の排気口から放出する。

b 主要な機器

ガス減衰タンク

個 数 2

容 量 約17m³

水素再結合ガス圧縮装置

個 数 2

容 量 約68Nm³/h

水素再結合装置

個 数 2

容 量 約85Nm³/h

水素再結合ガス減衰タンク

個 数 8

容 量 約17m³

(ii) 廃棄物の処理能力

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクは、発生する気体廃棄物のうち、放射能減衰を要するものを平常運転時、所外放出が可能な程度にまで減衰させるのに十分な容量とする。

(iii) 排気口の位置

排気筒の位置	原子炉格納施設上部
排気口地上高さ	約80m (EL.+約84m)

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系（一部3号及び4号炉共用）、良水質廃液処理系（一部3号及び4号炉共用）、低水質廃液処理系（一部3号及び4号炉共用）及び洗浄排水処理系（3号及び4号炉共用）で構成する。

- a. ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔等で構成する。

本システムで処理後、回収したほう酸及び蒸留水は原則として再使用する。

- b. 良水質廃液処理系は、良水質廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置（3号及び4号炉共用）、脱塩塔（3号及び4号炉共用）、廃液蒸留水モニタタンク（3号及び4号炉共用）等で構成する。

本システムで処理後、回収した蒸留水は原則として再使用する。

- c. 低水質廃液処理系は、低水質廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置（3号及び4号炉共用）、脱塩塔（3号及び4号炉共用）、廃液蒸留水タンク（3号及び4号炉共用）等で構成する。

本システムで処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

- d. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク、洗浄排水処理装置、洗浄排水モニタタンク等で構成する。

本システムで処理後の処理水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

なお、廃液蒸発装置から発生する濃縮廃液及び洗浄排水処理装置から発生する脱水スラッジは、固体廃棄物として処理する。

これら液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、せきを設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

冷却材貯蔵タンク、廃液貯蔵タンクの貯蔵容量及び蒸発装置等の処理容量は、1次冷却材中のほう素濃度及び原子炉の停止、起動の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できる大きさとする。蒸発装置及び脱塩塔の除染能力は、廃液の所内再使用あるいは所外放出を可能とするのに十分な大きさのものとする。

(iii) 排気口の位置

排水口は内浦湾側にある復水器冷却水放水口である。

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ. 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立ち入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による敷地境界外の空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

ハ. 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンク（1号炉及び2号炉）、ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）及び水素再結合ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）からの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $8.2 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.7 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $5.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $5.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $2.2 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.8 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $6.5 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号炉）、 $6.6 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （2号炉）並びに $3.2 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.9 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

(d) 原子炉補助建屋の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.7 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $9.1 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに $7.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $1.6 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2 号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 13 方位の敷地境界外について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉 $5.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1 号炉及び 2 号炉並びに 3 号炉及び 4 号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度とする。

なお、年間の復水器冷却水等の量は、放水口（1 号及び 2 号炉共用）において各炉あたり $1.28 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$ 、放水口（3 号及び 4 号炉共用）において各炉あたり $1.59 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$ を用いる。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $2.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1 号及び 2 号各炉）及び $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3 号及び 4 号各炉）、I-133 について $1.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1 号及び 2 号各炉）及び $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3 号及び 4 号各炉）とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131 について $9.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1 号及び 2 号各炉）及び $1.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3 号及び 4 号各炉）、I-133 について $2.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1 号及び 2 号各炉）及び $3.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ （3 号及び 4 号各炉）とする。

(c) 原子炉補助建屋の換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $8.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1 号及び 2 号各炉）及び $2.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3 号及び 4 号各炉）、I

−133 について $1.5 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (1号炉)、 $1.6 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (2号炉) 及び $3.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉) とする。

(d) 定期検査時に放出されるよう素

よう素の年間放出量は、I-131 について $5.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号各炉) 及び $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号及び4号各炉) とする。

b. 気象条件

「ハ. (1) (i) b. 気象条件」と同じとする。

c. 計算地点

呼吸及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中(よう素を除く。)に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 $7.2 \mu \text{Sv}$ 、年間約 $2.1 \mu \text{Sv}$ 及び年間約 $1.2 \mu \text{Sv}$ となり、合計は年間約 $11 \mu \text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu \text{Sv}$ を下回る。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1次冷却材の放射能 >

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量(希ガス、よう素)及び線量評価結果($11 \mu \text{Sv}$)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料

導入によるほう素濃度の差は別添 1-3-2 に示すとおり数 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
- 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

MOX 新燃料は、ウラン新燃料に比べて高い線量を有するため、MOX 新燃料の気中での取扱においては、MOX 新燃料用の燃料取扱装置を用いることで、放射線業務従事者の受ける放射線量を低減する設計としており、過去の MOX 燃料導入時の許認可においても放射線業務従事者の防護として説明している。

以上から、放射線からの放射線業務従事者の防護については、本文 9 号の放射線防護の基本方針ではなく、本文 5 号の核燃料取扱設備の構造に対する影響を確認する。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

ウラン新燃料は、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、原子炉補助建屋内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウラン（特に U232）が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽

評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

【本文記載】

- 十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項
- ハ、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故
 - (2) 有効性評価
 - (i) 基本方針
 - a. 評価事象

本原子炉施設が安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等（以下「規則等」という。）に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見を踏まえ、規則等で想定する事故シーケンスグループ

(運転停止中を含む)、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

- ・大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

- ・中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

- (a-1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

- (a-2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプシール部からの1次冷却材の流出(以下「RCPシールLOCA」という。)が発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

- (a-3) 原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

- (a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- (a-5) 原子炉停止機能喪失
主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び
負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
- (a-6) E C C S 注水機能喪失
中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故
- (a-7) E C C S 再循環機能喪失
大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故
- (a-8) 格納容器バイパス
1 次系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生する L O C A (以下「インターフェイスシステム L O C A」という。) 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、原子炉施設の特性を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。
 - (b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 - (b-1-1) 格納容器過圧破損
大破断 L O C A 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
 - (b-1-2) 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
 - (b-2) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
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
 - (b-3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
 - (b-4) 水素燃焼
大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故
 - (b-5) 格納容器直接接触 (シェルアタック)
本原子炉施設においては、工学的に発生しない。

- (b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用
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
- (c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に
対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、規則
等で想定された以下の事故とする。
- (c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失すること
により、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位
が低下する事故（以下「想定事故1」という。）
- (c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な
喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想
定事故2」という。）
- (d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、事故シーケン
スグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を
考慮して選定した結果、以下の事故とする。
- (d-1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能
喪失）
燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する
事故
- (d-2) 全交流動力電源喪失
燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとと
もに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失す
る事故
- (d-3) 原子炉冷却材の流出
燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウン
ダリ機能が喪失する事故
- (d-4) 反応度の誤投入
原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉
へ純水が流入する事故
- b. 評価項目
- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認
することで、有効性があることを確認する。

- (a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。
- (a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。
- (a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.283MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回ること。
- (a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 132℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
- (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.283MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回ること。
- (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。
- (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。
- (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下であること。
- (b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1)の要件を満足すること。
- (b-8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(ii) 評価条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。なお、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定しているが、3号炉と4号炉は同一の評価条件であることから、3号炉及び4号炉共通の条件として記載する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を

考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルート of 状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 共通評価条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いる。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値(302.3℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いる。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次冷却材圧力の初期値は、原則として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いる。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いる。
- ・ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線(標準値)を使用する。
- ・ 炉心バイパス流量割合は4%(標準値)を用いる。
- ・ 即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包

絡する値を用いる。

- ・加圧器保有水量の初期値は 60%体積（標準値）とする。
- ・蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また、蒸気発生器 2 次側保有水量は 1 基当たり 48t（標準値）を用いる。
- ・原子炉格納容器自由体積は 67,400m³を用いる。
- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さい値（標準値）を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49°C（標準値）及び 9.8kPa[gage]（標準値）を用いる。
- ・主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。
 - ・原子炉容器及び 1 次冷却材ポンプは設計値を用いる。
 - ・加圧器、蒸気発生器、1 次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

(b-1-2) 事故条件

1 次冷却材配管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%落下までの時間を 2.2 秒とする。
- ・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度△T高

1 次冷却材平均温度等の関数（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 0 秒、2.0 秒）

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位) の一致 (応答時間 2.0 秒)

- 原子炉制御設備は作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。
- 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。
- 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1 個当たり)
- 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1 個当たり)
- 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量
(ループ当たり) の 10%
- 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量
(ループ当たり) の 100%
- 1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。
- 格納容器再循環ユニットは 2 基作動し、1 基当たりの除熱特性 (標準値: 100°C ~ 約 155°C、約 1.9MW ~ 約 8.1MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。
- 燃料取替用水タンクの容量は 1,900m³ (標準値) を用いる。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から設計値に基づく条件とし、原子炉格納容器のヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、以下の値を用いる。

- 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きい値を用いる。
- 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50°C 及び 0kPa[gage]を用いる。

(b-2-2) 事故条件

- ・1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3)に同じ

(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピットの熱負荷は、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵されている場合を想定して、10.408MWを用いる。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は40℃を用いる。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、Aピットのみを考慮する。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から約4.34mとする。

(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-4-1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

- ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。
- ・事象は、原子炉停止の55時間後に発生するものとする。
- ・1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。
- ・1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。
- ・1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを80mm上回る高さとする。
- ・1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。
- ・主要機器の形状に関する条件は以下の値を用いる。

- ・原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- ・加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

- (a-1) 起因事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。
- (a-2) 安全機能としては、補助給水系の機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はあるものとする。
- (a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性（ $0\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $150\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}]$ ～約 $16.9\text{MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。
- (a-5) フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁3個を使用し、1個当たりの容量は 95t/h とする。
- (a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (a-6-1) フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点から5分後に開始する。

(b) 全交流動力電源喪失

- (b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
- (b-2) 安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) RCPシール部からの漏えい率は、RCPシールLOCAが発生する場合は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮する。RCPシールLOCAが発生しない場合は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $4.8\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮する。
- (b-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生後60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $160\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (b-6) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

- (b-8) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量は、1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することとし、30m³/hを設定する。
- (b-9) RCPシールLOCAが発生しない場合において、1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。
- (b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (b-10-1) 2次系強制冷却操作は、事象発生後30分後に開始するものとする。
- (b-10-2) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生後60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生後24時間後に確立するものとする。
- (b-10-3) 1次冷却材温度の維持は、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。
- (b-10-5) 2次系強制冷却の再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後に再開し、1次冷却材温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (b-10-7) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失
「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。
- (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- (d-1) 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約0.1m (4インチ) とする。

- (d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源はあるものとする。
- (d-4) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (d-5) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約220m³/h、0MPa[gage]～約19.4MPa[gage]）、低圧注入特性（0m³/h～約1,730m³/h、0MPa[gage]～約1.2MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。
- (d-6) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (d-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ （1基当たり） |
- (d-8) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行われるものとする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) 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開始は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]到達から30分後とする。
- (e) 原子炉停止機能喪失
- (e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いる。
- (e-2) 1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。
- (e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(302.3℃)を用いる。
- (e-4) 減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき、MOX燃料の装荷及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより-13pcm/℃（標準値）に設定する。
- (e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とMOX燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性（標準値）を設定する。
- (e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、

- (e-5)の特性を考慮した炉心を用いる。
- (e-7) 起因事象として、以下のいずれかが発生するものとする。
- ・ 主給水流量喪失
 - ・ 負荷の喪失
- (e-8) 安全機能としては、原子炉停止機能が喪失するものとする。
- (e-9) 外部電源はあるものとする。
- (e-10) A T W S 緩和設備の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位 7% を作動設定点とする。
- (e-11) 主蒸気ライン隔離は、A T W S 緩和設備作動設定点到達の 17 秒後に隔離完了するものとする。
- (e-12) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が A T W S 緩和設備作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 280m³/h の流量で注水するものとする。
- (f) E C C S 注水機能喪失
- (f-1) 起因事象として、中破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、約 0.15m (6 インチ)、約 0.1m (4 インチ) 及び約 0.05m (2 インチ) とする。
- (f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。
- (f-3) 外部電源はないものとする。
- (f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、最小注入特性 (低圧注入特性 (標準値: 0m³/h ~ 約 830m³/h、0MPa[gage] ~ 約 0.7MPa[gage])) を用いるものとする。
- (f-5) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 280m³/h の流量で注水するものとする。
- (f-6) 2 次系強制冷却として主蒸気逃がし弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10% を処理するものとする。
- (f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。
- | | |
|------------|-----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ (1 基当たり) |
- (f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (f-8-1) 非常用炉心冷却設備作動信号発信の 10 分後に 2 次系強制冷却操作を開始し、開操作に 1 分を要するものとする。

- (f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (g) E C C S再循環機能喪失
- (g-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。
- (g-2) 安全機能としては、E C C S再循環機能が喪失するものとする。
- (g-3) 外部電源はあるものとする。
- (g-4) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達時に行い、E C C S再循環に失敗することを想定する。
- (g-5) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-6) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.136MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-7) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性（高圧注入特性（標準値：0m³/h～約350m³/h、0MPa[gage]～約15.6MPa[gage]）、低圧注入特性（標準値：0m³/h～約1,820m³/h、0MPa[gage]～約1.3MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。
- (g-8) 格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には1台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。
- (g-9) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (g-10) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ （1基当たり） |
- (g-11) 格納容器スプレイポンプ1台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、200m³/hを設定する。
- (g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (g-12-1) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は、E C

C S 再循環切替失敗から 30 分後とする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステム L O C A

(h-1-1) 起因事象として、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-2) 1 次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-3) 破断口径は、以下のとおり設定する。

- ・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
(等価直径約 3.3cm (約 1.3 インチ) 相当)
- ・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約 11cm (約 4.2 インチ) 相当)
- ・原子炉格納容器外の余熱除去系統機器等
(等価直径約 4.1cm (約 1.6 インチ) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最大注入特性 (高圧注入特性 (0m³/h~約 220m³/h、0MPa[gage]~約 19.4MPa[gage])) を用いるものとする。

(h-1-7) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 280m³/h の流量で注水するものとする。

(h-1-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(h-1-9) 2 次系強制冷却として主蒸気逃がし弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の 10%を処理するものとする。

(h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。

(h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-1-11-1) 主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却操作は、非

常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後に開始するものとする。

(h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-1-11-4) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立又は原子炉トリップ後 1 時間経過すれば、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに 2 分の操作時間を考慮するものとする。

(h-1-11-5) 充てん/高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

(h-2-1) 起因事象として、1 基の蒸気発生器の伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁 1 個が開固着するものとする。

(h-2-3) 外部電源はないものとする。

(h-2-4) 炉心への注水は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（ $0\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $220\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}]$ ～約 $19.4\text{MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。

(h-2-5) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 $280\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(h-2-6) 2 次系強制冷却のため、健全側の主蒸気逃がし弁 2 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから

10分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作、破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約2分を要するものとする。

(h-2-7-2) 健全側の主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-2-7-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。

(h-2-7-6) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2-7-7) 余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては、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ものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(a-1-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水す

るものとする。

(a-1-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1基当たり)

(a-1-1-7) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、140m³/hとする。

(a-1-1-8) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-1-1-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-1-9-1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始の30分後に開始するものとし、事象発生の24時間後に停止するものとする。

(a-1-1-9-2) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生の24時間後とする。

(a-1-2) 放射性物質 (C s - 1 3 7) の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出されるC s - 1 3 7の量は、炉心全体の内蔵量に対して、75%の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出されたC s - 1 3 7は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。

(a-1-2-4) 評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

(a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。

(a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生

じるものとする。

(a-1-2-7) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は 99% とする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後 78 分後とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(a-2-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-2-1-4) RCPシール部の漏えい率として、1次冷却材ポンプ1台当たり約 1.5m³/h とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

(a-2-1-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。

(a-2-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1基当たり)

(a-2-1-7) 1次冷却系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は 95t/h とする。

(a-2-1-8) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、140m³/h とする。

(a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-2-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-2-1-10-1) 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始の10分後に開始するものとする。

(a-2-1-10-2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器再循環サンプル水位 77%到達 (原子炉格納容器保有水量 1,700m³相当)、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未

満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の 24 時間後に停止するものとする。

(a-2-1-10-3) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生の 24 時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は、計装用案内管の径と同等とする。

(c-2) エントレインメント係数は、Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、1 次系冷却材配管（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 炉心内の金属－水反応による水素発生量は、M A A P による評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正する。また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、

炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。

(d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。

(d-6) 静的触媒式水素再結合装置は、5 個の設置を考慮する。また、1 個当たりの処理性能については設計値に基づき 1.2kg/h (水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa[abs]) とする。

(d-7) 原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(d-8) 格納容器スプレイポンプは 2 台作動し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。

(e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で 0.8MW/m²相当とする。

(e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、燃料頂部より 7.34m とする。

(a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、20m³/h を設定する。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 送水車による注水は、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

- (b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部より 6.18m）まで低下するものとする。また、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮する。
- (b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、20m³/h を設定する。
- (b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (b-5-1) 送水車による注水は、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。
- e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - (a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - (a-1) 起因事象として、余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。
 - (a-2) 安全機能としては、運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。また、充てん／高圧注入機能が喪失するものとする。
 - (a-3) 外部電源はないものとする。
 - (a-4) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力	1.0MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量	29.0m ³ （1 基当たり）
 - (a-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は 30m³/h とする。
 - (a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (a-6-1) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生の 60 分後、2 基目は事象発生の 90 分後に注水するものとする。
 - (a-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目の蓄圧タンクによる注水以降とし、事象発生の 91 分後に開始するものとする。
 - (b) 全交流動力電源喪失

- (b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
- (b-2) 安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。
- | | |
|------------|-----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 1.0MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ (1 基当たり) |
- (b-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は 30m³/h とする。
- (b-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (b-6-1) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生後 60 分後、2 基目は事象発生後 90 分後に注水するものとする。
- (b-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目の蓄圧タンクの注水以降とし、事象発生後 91 分後に開始するものとする。
- (c) 原子炉冷却材の流出
- (c-1) 起因事象として、余熱除去系統から 1 次冷却材が流出するものとする。
- (c-2) 1 次冷却材は、流出流量を 380m³/h とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約 0.2m (8 インチ) 相当とする。
- (c-3) 安全機能としては、1 次系水位が 1 次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。
- (c-4) 外部電源はないものとする。
- (c-5) 充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水流量は 31m³/h を設定する。
- (c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (c-6-1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失の 20 分後に開始するものとする。
- (d) 反応度の誤投入
- (d-1) 制御棒位置は全挿入状態とする。
- (d-2) 1 次系の有効体積は、208m³ とする。

- (d-3) 原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は2,800ppmとする。
- (d-4) 臨界ほう素濃度は1,850ppmとする。
- (d-5) 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。
- (d-6) 1次系への純水注水最大流量は81.8m³/hとする。
- (d-7) 外部電源はあるものとする。
- (d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目となるパラメータに対する評価結果は以下のとおりであり、原則、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対して最も厳しくなる原子炉施設の事故の結果を記載する。

a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目となるパラメータを満足する。なお、「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約1,100℃、燃料被覆管の酸化量は約4.0%となる。
- (a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約740℃であり、不確かさを考慮しても1,200℃以下である。
- (a-2) 燃料被覆管の酸化量は約0.1%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する

事故」において約 19MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.36MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.283MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 140°C であり、不確かさを考慮しても 200°C を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「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」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.35MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.283MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「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」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 140°C であり、不確かさを考慮しても 200°C を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 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、C s - 1 3 7 の総放出量は、事故発生後から 7 日後までの間で約 4.2TBq、100 日後までを考慮したとしても約 4.5TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

(d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「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」において約 1.4MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても 2.0MPa[gage]を下回る。

(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原

子炉格納容器内注水を考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。

- (f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「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」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約12vol%であり、不確かさを考慮しても13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。
- (g) 全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約0.44MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。
- (h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「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」においても、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉下部キャビティのコンクリートは有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.4日であり、事故を検知し、送水車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.977であり、未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる

とともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。また、炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-4.6\%\Delta k/k$ であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても炉心は露出することなく、未臨界は維持され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等に対処できる要員、水源、燃料及び電源が確保される。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれること

で、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 1-3-4 に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 1-3-5 に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 10.408MW を超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量 (事故発生後から 7 日間で約 4.2TBq、100 日後までで 4.5TBq) は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値 (100TBq) を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

第四十三条 重大事故等対処設備

- 1 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。
 - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
 - 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

b. 重大事故等対処施設（原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）

(c) 重大事故等対処設備

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷

重を考慮する。

地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「(1)(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

中央制御室内、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）及び の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステム L O C A 時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピットエリア監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、積雪及び降下火砕物による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに風（台風）及び竜巻による風荷重に対し、位置的分散

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

(c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に

支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる ()) ため炉心内蓄積量が若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第四十四条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(4) 非常用制御設備

(iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、A T W S 緩和設備は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、A T W S 緩和設備は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

A T W S 緩和設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸水補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉トリップスイッチ

個 数 2

A T W S 緩和設備

個 数 1

主蒸気隔離弁（ホ.(2)と兼用）

個 数 3

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台 数 2

容 量 約 90m³/h（1 台あたり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台 数 1

容 量 約 210m³/h

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基 数 1

容 量 約 800m³
 加圧器逃がし弁 (ホ.(1)他と兼用)
 型 式 空気作動式
 個 数 3
 加圧器安全弁 (ホ.(1)と兼用)
 型 式 ばね式
 個 数 3
 主蒸気逃がし弁 (ホ.(2)他と兼用)
 型 式 空気作動式
 個 数 3
 容 量 約 183t/h (1 個当たり)
 主蒸気安全弁 (ホ.(2)と兼用)
 型 式 ばね式
 個 数 21
 蒸気発生器 (ホ. (1)他と兼用)
 型 式 たて置 U 字管式熱交換器型
 基 数 3
 ほう酸タンク (ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)
 基 数 2
 容 量 約 80m³ (1 基当たり)
 ほう酸ポンプ (ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用)
 台 数 3
 容 量 約 17m³/h (1 台当たり)
 緊急ほう酸水補給弁
 型 式 電動式
 個 数 1
 充てん／高圧注入ポンプ (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)
 台 数 3
 容 量 約 45m³/h (1 台当たり) (最大充てん時)
 約 147m³/h (1 台当たり) (安全注入時)
 ほう酸注入タンク (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)
 基 数 1
 容 量 約 3.4m³
 燃料取替用水タンク (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)
 基 数 1
 容 量 約 1,800m³

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 1-3-1 に示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、2次系補給水ポンプ及び2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

- b. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレーヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

- c. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に原子炉補助建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

- d. 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を使用済燃料ピットエリア監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、「チ.(1)(i) 放射線監視設備」に記載する。

空冷式非常用発電装置は、「ヌ.(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位（広域）

個 数 2

使用済燃料ピット温度（AM用）

個 数 2

使用済燃料ピットエリア監視カメラ

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

送水車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台 数 2（予備 1^{*1}）

容 量 約 210m³/h 以上（1 台当たり）

（使用済燃料ピット注水時）

約 120m³/h 以上 (1 台当たり)

(使用済燃料ピットスプレイ時)

吐出圧力 約 1.0MPa[gage]

(使用済燃料ピット注水時)

約 1.4MPa[gage]

(使用済燃料ピットスプレイ時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

スプレイヘッド

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数 2 (3号及び4号炉共用の予備 2)

大容量ポンプ (放水砲用) (3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 2^{*1} (予備 1^{*2})

容 量 約 1,320m³/h (1 台当たり)

吐出圧力 約 1.2MPa[gage]

※1 2台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用

放水砲 (3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 2 (予備 1^{*1})

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

可搬型使用済燃料ピット水位

個 数 2 (3号及び4号炉共用の予備 1)

【国産 MOX 燃料装荷時の影響について】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 1-3-5 に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ．計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物

質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備(汚染の持ち込み防止)として、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏れ出す放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、A系アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ボンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）により開操作できる設計とする。

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室遮蔽は、「チ. (1)(iii)遮蔽設備」に記載する。

中央制御室空調装置は、「チ. (1)(iv)換気設備」に記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ. (4)(ii) アニュラス空気浄化設備」に記載する。

空冷式非常用発電装置は、「ヌ. (2)(iv)代替電源設備」に記載する。

酸素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

〔可搬型重大事故等対処設備〕

可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用）

個 数 8（予備1）

【国産 MOX 燃料による影響】

（結論）

本文記載内容に変更はない。

（説明）

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

＜炉心内蓄積量＞

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）
）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が7日間で100mSv という判断基準値を満足する。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第六十一条 緊急時対策所

- 1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(viii) 緊急時対策所

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ. (1)(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」、「ロ. (2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の機能に係る設備は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない条件において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所内可搬型エリアモニ

タ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）で表示できるよう、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置を設置する設計とする。

原子炉補助建屋に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）から中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の通信連絡設備として、衛星電話、緊急時衛星通報システム、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合、代替電源設備としての電源車（緊急時対策所用）を使用する。

代替電源設備としての電源車（緊急時対策所用）は、1台で緊急時

対策所（緊急時対策所建屋内）に給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて 3 台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所遮蔽は、「チ. (1)(iii) 遮蔽設備」に記載する。

緊急時対策所換気設備は、「チ. (1)(iv) 換気設備」に記載する。

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタは、「チ. (1)(i) 放射線監視設備」に記載する。

空冷式非常用発電装置は、「ヌ. (2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

運転指令設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

電力保安通信用電話設備

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

加入電話（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

加入ファクシミリ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

無線通話装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

社内TV会議システム

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所情報収集設備

安全パラメータ表示システム（SPDS）

（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

安全パラメータ伝送システム

（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

SPDS表示装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用） 一式

衛星電話（固定）（1号、2号、3号及び4号炉共用）

（「津波に対する防護設備」、「緊急時対策所」及び

「通信連絡設備」と兼用） 一式

緊急時衛星通報システム

(1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用) 一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

(1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用) 一式

安全パラメータ表示システム(SPDS)、安全パラメータ伝送システム、SPDS表示装置、衛星電話(固定)、緊急時衛星通報システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、設計基準事故時及び重大事故等時共に使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計(1号、2号、3号及び4号炉共用)

個数 1(予備2)

二酸化炭素濃度計(1号、2号、3号及び4号炉共用)

個数 1(予備2)

衛星電話(携帯)(1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用) 一式

衛星電話(可搬)(1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用) 一式

携行型通話装置(1号、2号、3号及び4号炉共用)

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用) 一式

電源車(緊急時対策所用)(1号、2号、3号及び4号炉共用)

台数 2(予備1)

容量 約220kVA(1台当たり)

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、衛星電話(携帯)、衛星電話(可搬)及び携行型通話装置は、設計基準事故時及び重大事故等時共に使用する。

【国産MOX燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる()

() ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

の変更もなく、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

国産 MOX 燃料の高浜 3,4 号炉への影響について

1. 炉心核特性への影響

炉心核特性への影響を検討するために、高浜 3,4 号炉の MOX 燃料炉心（48GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 117 体、MOX40 体装荷））において海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した平衡炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、海外 MOX 燃料を装荷する炉心と同じパターンでの炉心配置が可能であり、表 1 - 1 に示すとおり差異はほぼ見られず、取替炉心の安全性確認においても制限値に十分な余裕があることが確認された。

なお、国産 MOX 燃料を装荷することで、局所的な出力分布についてもわずかな影響が考えられるが軽微であり、国産 MOX 燃料を装荷した炉心も既許可の取替炉心のばらつきの範囲内であり、既許可の評価に影響を与えない。

表 1 - 1 取替炉心の安全性確認項目

項目		単位	安全解析使用値	国産MOX燃料を装荷した平衡炉心	(参考)海外MOX燃料を装荷した平衡炉心	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% Δk/k	≥ 1.8	2.69	2.68	
最大線出力密度*		kW/m	≤ 39.6	33.3	32.6	
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	≤ 48,000	47,700	47,600	
	MOX燃料	MWd/t	≤ 45,000	44,100	44,000	
F_{M}^{N}		—	≤ 1.48	1.41	1.42	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-78~+8	-66~-17.5	-66~-18.1	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-5.2~-1.8	-3.6~-2.7	-3.6~-2.7	
制御棒 落下時	落下制御棒値	% Δk/k	≤ 0.25	0.18	0.17	
	$F_{\Delta\text{B}}^{\text{N}}$	—	≤ 1.84	1.66	1.65	
制御棒 飛び出し時 F_0	サイクル初期	HZP	—	≤ 14	7.8	8.5
		HFP	—	≤ 7.0	2.1	2.1
	サイクル末期	HZP	—	≤ 26	15.7	16.0
		HFP	—	≤ 5.6	2.2	2.3
飛び出し 制御棒 値	サイクル初期	HZP	% Δk/k	≤ 0.90	0.47	0.51
		HFP	% Δk/k	≤ 0.19	0.03	0.03
	サイクル末期	HZP	% Δk/k	≤ 1.0	0.63	0.64
		HFP	% Δk/k	≤ 0.19	0.03	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/\text{s}$	≤ 86	48	48	

* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

注) HZP:高温零出力 HFP:高温全出力 MOX燃料:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

※回収ウランの影響が大きくなるように、ウラン同位体の組成を [] として評価

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

このとき、国産 MOX 燃料装荷炉心と海外 MOX 燃料装荷炉心の出力運転時の臨界ほう素濃度は、表 1 - 2 のとおりであり、海外 MOX 燃料と同様の炉心運用が可能であることを確認した。

表 1 - 2 出力運転時の臨界ほう素濃度の比較

時期	国産 MOX 燃料装荷炉心	海外 MOX 燃料装荷炉心
サイクル初期(0MWd/t)	1548	1544
サイクル初期(100MWd/t)	1173	1169
サイクル末期	14	17

2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較を図 2 - 1 に示す。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

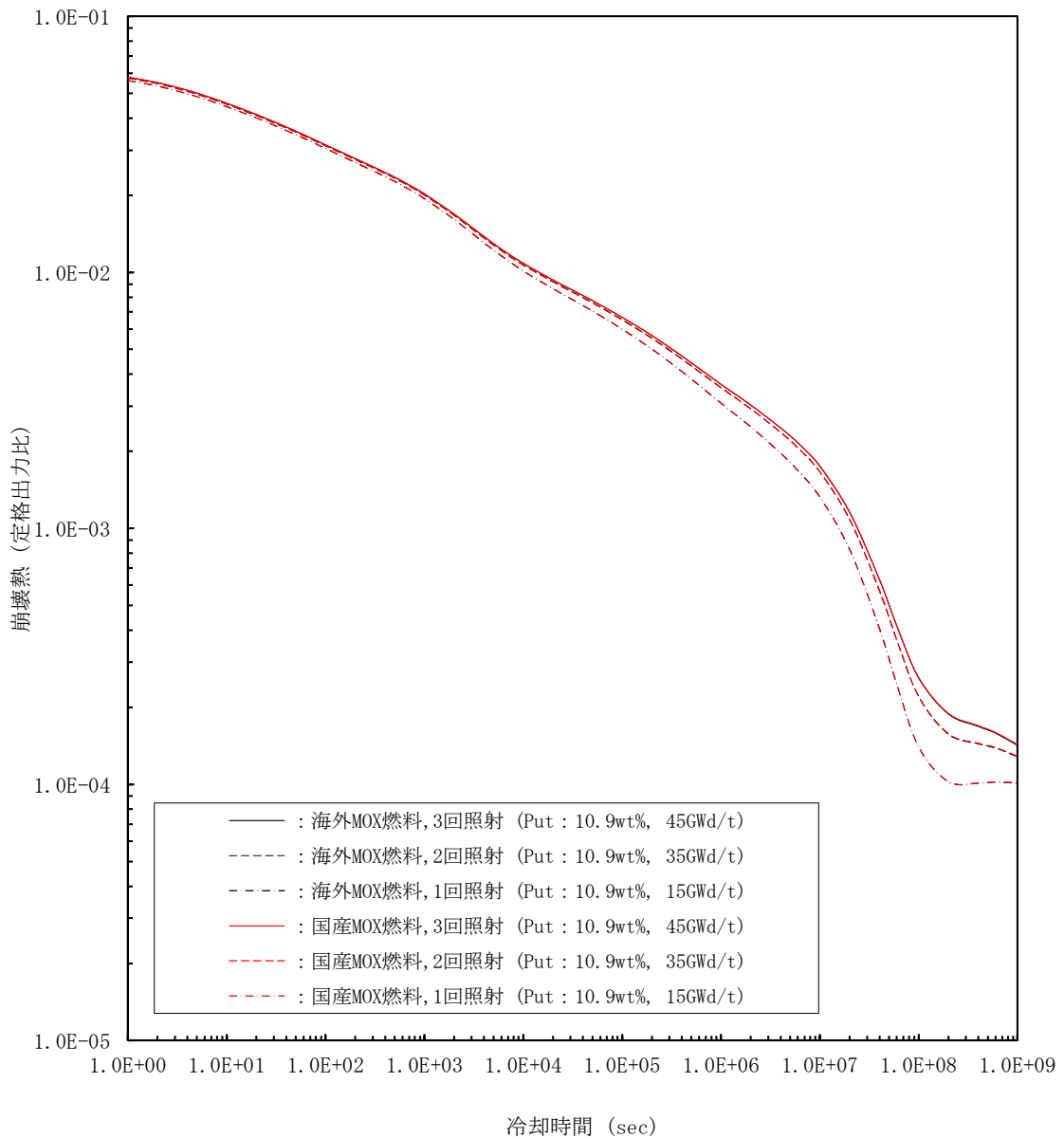
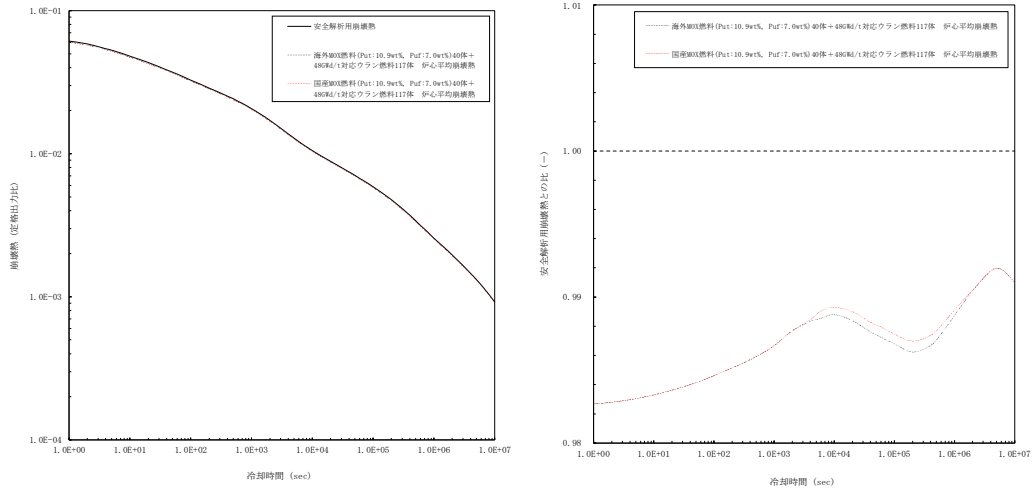


図 2 - 1 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

2. 1 炉心崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、図 2 - 2 に示すとおり国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)

(2) 安全解析用崩壊熱に対する
炉心平均崩壊熱の比

図 2 - 2 炉心平均崩壊熱

2. 2 使用済燃料ピット熱負荷への影響

使用済燃料ピット熱負荷値は、使用済燃料ピット重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規規制基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に使用済燃料ピットの貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの評価条件に対して、他号炉からの号機間輸送に制限を加えることで、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認した。

既許可の条件における評価結果と、共用号炉の冷却期間を考慮した条件における評価結果の比較を、表 2 - 1 に示す。また、使用済燃料ピットの熱負荷表を表 2 - 2 に示す。

表 2 - 1 使用済燃料ピット熱負荷評価条件に国産 MOX 燃料と共用号炉の冷却期間を考慮した場合の結果

	既許可の条件	国産 MOX 燃料を装荷し 共用号炉の冷却期間を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料 + 国産 MOX 燃料
燃焼度	均等 3 バッチ	同左
冷却期間	8.5 日	同左
貯蔵における主な想定	共用号炉：21 か月冷却	共用号炉：24 か月冷却
	定検期間：30 日	同左
熱負荷の評価結果	10.408MW	10.335MW

本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、10.408MW であり、他号炉からの号機間輸送に制限を加えることで、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認した。

表 2 - 2 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料の熱負荷表



本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3. 新燃料の燃料貯蔵、取扱時の線量への影響

国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギーγ線を発する ^{232}U が含まれるが、線量影響は通常ウランとほぼ変わらない程度である。一方、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した放射線管理・取扱装置の設計を行っている。国産 MOX 燃料の回収ウランによる線量影響は、MOX 燃料の線量と比較すると微々たるものである。

4. 燃料健全性への影響

“1. 炉心核特性”と同様に、高浜 3,4 号炉の MOX 燃料装荷炉心の代表 Pu 組成平衡炉心に対して、海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した場合の燃料健全性への影響を確認する。

燃料中心温度については、表 4 - 1 に示すとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、海外 MOX 燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 4 - 1 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 (°C)	現行結果 (°C)	制限値 (°C)
MOX 燃料	41.1 (通常運転時)	約 1,200	1,750	1,750	<2,520
	59.1 (運転時の異常な過渡変化時)		2,240	2,240	

また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対して、国産 MOX 燃料を装荷した場合の影響を評価した結果、表 4 - 2 に示すとおりであり、国産 MOX 燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。

ここで被覆管応力の評価にあたっては、燃料棒内外圧差、ペレットの熱膨張により変形することで被覆管に接触することによる圧力や水力振動等による応力を合算したもので、被覆管の許容値と応力を比較することで、健全性を確認している。

被覆管に発生する応力の要因のうち、特にペレットの熱膨張により変形することで被覆管に接触することによる圧力が被覆管応力評価の支配的な要因となっており、ペレットと被覆管との間のギャップが閉じて接触するタイミングにおいてペレットの持つ反応度が大きいと、被覆管応力は厳しくなる傾向にある。

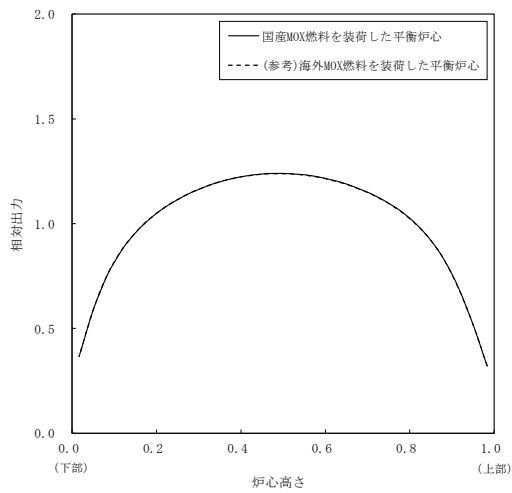
国産 MOX 燃料では回収ウランが含まれるため反応度が小さくなることにより、燃料棒出力が若干変化し、被覆管応力の評価値は現行結果に比べて小さくなった。

表 4 - 2 燃料中心温度以外の燃料健全性評価

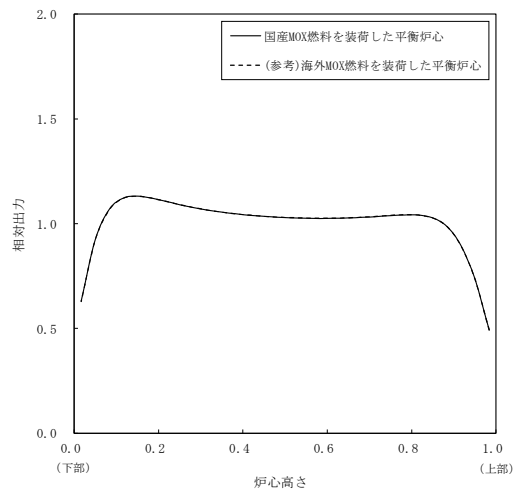
	影響評価 [※]	現行結果 [※]	制限値 [※]
燃料棒内圧	0.84	0.80	<1
被覆管応力	0.67	0.68	<1
被覆管引張歪	0.41	0.40	<1
被覆管累積疲労	0.12	0.12	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を 1 とする。

さらに、図 4 - 1 のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小 DNBR 評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

図 4 - 1 軸方向出力分布

伊方3号炉 国産MOX燃料使用にあたっての設置許可基準適合性について

別添2-1

関係条文	○
関係しない条文	×

条文	条文との関係	該当条項	確認結果
第1条	適用範囲	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第2条	定義	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第3条	設計基準対象施設の地盤	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第4条	地震による損傷の防止	○	<p>第5項に該当</p> <p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外MOX燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。 ここで、燃料体の耐震要求としては、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第1項：地震力に十分耐えることが求められるが、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1次応力、2次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第1項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第1項（1次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第5項の評価に包絡される。別添2-3-7ページに示す通り、国産MOX燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。 なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産MOX導入による影響を受けるものではない。</p>
第5条	津波による損傷の防止	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第8条	火災による損傷の防止	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第9条	溢水による損傷の防止等	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第10条	誤操作の防止	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第11条	安全避難通路等	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第12条	安全施設	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	○	<p>第1項1号及び2号に該当</p> <p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添2-3-4ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。 <炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。 <1次冷却材の放射能> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(0.50mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添2-3-2ページに示すとおり数十ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回することは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第14条	全交流動力電源喪失対策設備	×	国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第15条	炉心等	○	第1項、第2項、第5項及び第6項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p> <p><燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添2-3-7ページに示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。</p>
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	第1項2号、3号、4号、第2項1号八、第2項2号イ、ロ、第4項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添2-3-5ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮すると、基準水温を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることにより変わらないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる()のため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p> <p><乾式キャスクの遮蔽性等> 乾式キャスクはMOX燃料を貯蔵対象外として設置変更許可を取得していることから、国産MOX燃料導入による条文影響なし。</p>
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第18条	蒸気タービン	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第19条	非常用炉心冷却設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第21条	残留熱を除去することができる設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添2-3-4ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第23条	計測制御系統施設	○	第1項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p>
第24条	安全保護回路	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	○	第2項の2号～5号、第3項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜炉心核特性＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。</p>
第26条	原子炉制御室等	○	第3項2号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜1次冷却材の放射能＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添2-3-2ページに示すとおり数十ppm変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が30日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第27条	放射性廃棄物の処理施設	○	第1項1号に該当	<p>(結論) 設計方針に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜1次冷却材の放射能＞ 平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。 ここで、国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(11.0μSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添2-3-2ページに示すとおり数十ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50μSv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。</p>
第28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	○	第1項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 ＜新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量＞ 国産MOX燃料には製造段階で回収ウラン（特にU232）が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 （2号の要求については、設計基準事故時に使用済燃料ピットエリアでの現場作業がないため、対象外。）</p>
第31条	監視設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第32条	原子炉格納施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第33条	保安電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第34条	緊急時対策所	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第35条	通信連絡設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第36条	補助ボイラー	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	第1項から第4項に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添2-3-4ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添2-3-5ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮すると、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷11.715MWを超えないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。</p> <p><炉心内蓄積量> 環境への影響を評価するものとして、Cs-137の放出放射能評価結果が本文に記載されている。 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる() ()ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載されるCs-137放出量(事故発生後から7日間で約5.1TBq、100日後まで約5.6TBq)は、国産MOX燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137放出量の判断基準値(100TBq)を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくと定めるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第39条	地震による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第40条	津波による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第41条	火災による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第42条	特定重大事故等対処施設	○		別資料に記載する。
第43条	重大事故等対処設備	○	第1項6号、第3項4号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる() ()ため炉心内蓄積量が若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。</p>
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p>
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	第1項及び第2項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 <使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添2-3-5ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。 <使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（<input type="text"/>)ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第57条	電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第58条	計装設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（<input type="text"/>)ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第60条	監視測定設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第61条	緊急時対策所	○	第1項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（<input type="text"/>)ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

条文要求と設置許可本文記載事項について

前ページで該当条項と整理した条文に対して、許可本文の関係個所を抜粋した。そのうえで、国産 MOX 燃料の影響がある可能性がある記載に対しては下線を引いている。

また、国産 MOX による影響確認結果については、【国産 MOX 燃料による影響】において整理している。

第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(1) 耐震構造

(i) 設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- a. 耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分に耐えられるように設計する。

Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

c. Sクラスの施設（e. に記載のものを除く。）、Bクラス及びCクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数 C_i に、それぞれ3.0、1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ3.6、1.8及び1.2を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えられるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設（e. に記載のものを除く。）については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

d. Sクラスの施設（e. に記載のものを除く。）は、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

なお、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動の応答スペクトルを第1図及び第2図に、時刻歴波形を第3図～第13図に示す。解放基盤表面は、地盤調査の結果から、0.7km/s以上のS波速度(2.6km/s)を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つことを確認されているため、敷地標高を考慮してEL.+10mとする。

また、弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値に余裕を持たせ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)」における基準地震動S1を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.53を乗じて設定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

e. 津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備、浸水防止設備が設置された建物・構築物及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

f. 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設又は使用済燃料乾式貯蔵容器の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外 MOX 燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。

ここで、燃料体の耐震要求としては、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第 1 項：地震力に十分耐えることが求められるが、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1 次応力、2 次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第 1 項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第 1 項（1 次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第 5 項の評価に包絡される。別添 2-3-7 ページに示す通り、国産 MOX 燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。

なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産 MOX 導入による影響を受けるものではない。

第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

【本文記載】

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

イ 運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

別添 2-2-6

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (c) 制御棒の落下及び不整合
 - (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - (c) 外部電源喪失
 - (d) 主給水流量喪失
 - (e) 蒸気負荷の異常な増加
 - (f) 2次冷却系の異常な減圧
 - (g) 蒸気発生器への過剰給水
- c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (a) 負荷の喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値以

上であること。

- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.88MPa[gage]以下であること。

(iii) 運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な施設

運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS-1

- (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
- (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁（開機能）
- (d) 原子炉停止後の除熱機能
補助給水系
主蒸気安全弁
- (e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
安全保護系
- (f) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. MS-3

- (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値(2,660MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差(定格値の±2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(302.3℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高(高設定)

118%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5 秒)

出力領域中性子束高(低設定)

35%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5 秒)

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数(第 1 図参照)

(応答時間 6.0 秒)

過出力 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数(第 1 図参照)

(応答時間 6.0 秒)

原子炉圧力高

16.61MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

原子炉圧力低

12.73MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

1 次冷却材流量低

87%(定格流量に対して)(応答時間 1.0 秒)

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%(定格値に対して)(応答時間 1.2 秒)

蒸気発生器水位低

狭域水位検出器下端水位(応答時間 2.0 秒)

タービントリップ

— (応答時間 1.0 秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage](圧力)と

水位検出器下端水位(水位)(応答時間 2.0 秒)

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

主蒸気ライン圧力低

3. 35MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0. 034MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3. 35MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0. 136MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果을期待する場合には、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第 2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%挿入までの時間を 2.2 秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は、定格値の $10^{-1.3}$ とする。

(b) 初期温度条件は、高温零出力状態の温度として 286.1°C とする。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。

(c) 反応度添加率は、 $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とする。

- (d) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は, 0.75%を使用する。
- (e) ドップラ係数は燃料実効温度の関数として考慮し, 絶対値が小さい値とする。
- (f) 減速材温度係数は, $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k) / ^\circ\text{C}$ とする。
- (g) 原子炉は「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。
- (h) 原子炉圧力の初期値は, 燃料エンタルピ解析の場合, 定格値に負の定常誤差を考慮した値, 圧力解析の場合, 定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 原子炉の出力運転中に, 制御棒駆動系の故障, 誤操作等により, 制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ, 原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (a) DNB Rの評価では, 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (\text{g}/\text{cm}^3)$ とし, ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- (c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は, $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k) / \text{s}$ とする。
- (d) 原子炉は, 「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると自動停止するものとする。
- (e) 燃料中心温度の評価では, 初期原子炉出力は最大出力(102%)とする。
- c. 制御棒の落下及び不整合
 原子炉の出力運転中に, 制御棒駆動系の故障等により, 炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ, 炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。
- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (\text{g}/\text{cm}^3)$ とし, ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- (c) 添加反応度は, $-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし, 瞬時に加わるものとする。
- (d) 制御用制御棒クラスタは, 自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) とし, 1.84を使用する。
- (f) 制御棒クラスタ不整合は, 制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し, うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものと

する。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

d-1. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量 ($107\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水 (ほう素濃度 $4,400\text{ppm}$) で満たされているものとする。
- (d) 「線源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

d-2. 出力運転時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量 ($68.1\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 初期ほう素濃度は $2,000\text{ppm}$ とする。
- (d) 反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ とする。

(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

a. 原子炉冷却材流量の部分喪失

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (\text{g}/\text{cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (d) 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は、1 ループ停止運転時の最大運転出力である40%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
 - (b) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。
 - (c) 減速材密度係数は、 $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
 - (d) ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- c. 外部電源喪失
- 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。
- (a) 「イ(2)(iii) d. 主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ii) b. 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。
- d. 主給水流量喪失
- 原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。
- (a) 初期値として、原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%）、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。
 - (b) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
 - (c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。
 - (d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて $80m^3/h$ の流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は、解析では無視する。
 - (e) 主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。
 - (f) 以下の2ケースに分けて解析する。
 - (f-1) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(f-2) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレー、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

原子炉の出力運転中に、主蒸気ダンプ弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、定格出力とする。

(b) 以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA：手動運転・サイクル初期

ケースB：手動運転・サイクル末期

ケースC：自動運転・サイクル初期

ケースD：自動運転・サイクル末期

(c) 減速材密度係数は、サイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。

(e) 原子炉を定格出力で運転中に蒸気流量が10%急増するものとする。

f. 2次冷却系の異常な減圧

原子炉の高温停止中に、主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

(b) 解析は、サイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第5図に示すように出力の関数として与える。

(c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

(d) 主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 $7.48\text{MPa}[\text{gage}]$ にて 403t/h とする。

(e) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度 $4,400\text{ppm}$ のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の

高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
- (g) 外部電源はあるものとする。
- (h) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (i) DNB Rの評価には、W-3 相関式を使用する。

g. 蒸気発生器への過剰給水

原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- (c) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で給水されるものとする。
- (d) 「蒸気発生器水位異常高」信号でタービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

a. 負荷の喪失

原子炉の出力運転中に、外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は、DNB Rの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。
- (c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

- (d) 以下の二つの場合を考慮する。
 - (d-1) DNB R評価では、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。
 - (d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。
- (c) ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。
- (d) 1次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。
- (e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。
- (f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。
- (c) ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- (d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- (e) 原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度4,400ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は、1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
- (f) 原子炉の自動停止は、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 最小DNB Rについては、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約1.75であり、許容限界値である1.42を上回っている。
- b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料は約2,334℃、

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約 2,294℃であり、それぞれの解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料 2,570℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 2,500℃を下回っている。

- c. 燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約 343kJ/kg であり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「R I E 評価指針」という。）に示す 170cal/g・UO₂に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の被覆の破裂は生じることはない。

また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「P C M I 破損」という。）のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ 設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 原子炉冷却材流量の喪失
- (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- (d) 主給水管破断
- (e) 主蒸気管破断

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- (a) 制御棒飛び出し

c. 環境への放射性物質の異常な放出

- (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- (b) 蒸気発生器伝熱管破損
- (c) 燃料集合体の落下
- (d) 原子炉冷却材喪失
- (e) 制御棒飛び出し

d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 可燃性ガスの発生

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
 - b. 燃料エンタルピーは制限値を超えないこと。
 - c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。
 - d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.283MPa[gage]以下であること。
 - e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。
- (iii) 設計基準事故に対処するために必要な施設
- 設計基準事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。
- a. MS-1
 - (a) 原子炉の緊急停止機能
 - 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
 - (b) 未臨界維持機能
 - 制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
 - 非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）
 - (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - 加圧器安全弁（開機能）
 - (d) 原子炉停止後の除熱機能
 - 補助給水系
 - 主蒸気安全弁
 - 主蒸気隔離弁
 - 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
 - (e) 炉心冷却機能
 - 非常用炉心冷却設備
 - (f) 放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減機能
 - 原子炉格納容器
 - アニュラス
 - 原子炉格納容器隔離弁
 - 格納容器スプレイ設備
 - アニュラス空気再循環設備
 - 安全補機室空気浄化設備
 - (g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - 安全保護系
 - (h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

- b. MS-2
 - (a) 放射性物質放出の防止機能
排気筒
 - (b) 異常状態の緩和機能
加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
- c. MS-3
 - (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

イ(2)(i)と同様である。

(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

a-1. 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

(a) 配管の破断は、低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 32秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

(d) 単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。

また、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原

原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

- (f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- (g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- (h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- (i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。
- (j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- (k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

a-2. 非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断—

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

- (a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。
- (b) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。
- (c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- (d) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

- (a) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び主蒸気ダンプ弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

d. 主給水管破断

原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は、DNB Rの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%とする。
- (b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- (c) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。
- (d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。
- (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (f) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- (g) 運転員は、事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

e. 主蒸気管破断

原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0 ppmを仮定する。

- (b) 解析はサイクル末期について行う。
減速材密度変化による反応度効果は、第4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第5図に示すように出力の関数として与える。
- (c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び 15.41MPa[gage]とする。
- (d) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の2ケースについて解析する。
 ケースA 外部電源あり
 ケースB 外部電源なし
- (e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。
- (f) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度 4,400ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では2台の高圧注入ポンプが作動するものとする。
 ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。
- (g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
- (h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。
- (i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (j) DNBRの評価には、W-3 相関式を使用する。
- (iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 a. 制御棒飛び出し
 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急峻な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。
 (a) 解析は以下の4ケースについて実施する。
 サイクル初期高温全出力
 サイクル末期高温全出力
 サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

- (b) 高温全出力のケースでは、
- (b-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ102%及び304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。
- (b-2) 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- (b-3) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。
- (b-4) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合、定常運転時の最高圧力とする。
- (c) 高温零出力のケースでは、
- (c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び288.3℃とする。
- (c-2) 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- (c-3) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。
- (c-4) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合、定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合、定常運転時の最高圧力とする。
- (d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。
- (e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。
- サイクル初期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$
サイクル末期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$
サイクル初期高温零出力 0.90% $\Delta k/k$
サイクル末期高温零出力 1.0 % $\Delta k/k$
- (f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.43%、サイクル末期で0.40%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.48%、サイクル末期で0.43%を使用する。
- (g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は、以下に示す相関式により計算する。

(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelter の式

(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式

(h-3) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

解析では、いったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は、以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力 5.0

サイクル末期高温全出力 5.0

サイクル初期高温零出力 14

サイクル末期高温零出力 26

(k) PCMI破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(b) 1次冷却材中の希ガス濃度は、1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってページされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。

(c) プラント稼働率は100%とする。

(d) 4基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。

(e) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における2001年1月から2001年12月

までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1. 事故経過の解析

(a) 初期原子炉出力は102%とする。

(b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こすものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

(c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

(d) 高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

(e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。

(g-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する（原子炉トリップ後25分）。

(g-4) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274°Cに減温された時点で減圧を開始する。）。

(g-5) 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。

(h) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b-2. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

- (a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。
- (b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 52 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は 90t とする。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は 30t とする。
- (c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の破損を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射能源として、以下の 2 通りを仮定する。
- (c-1) 燃料被覆管欠陥率 1 % を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $4.5 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.0 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)
- (c-2) (c-1) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)
- 追加放出量は、事故後原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、 $1.29 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。
- (d) この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射能量は、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- (e) 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- (f) 2 次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- (g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。
- (h) 破損側蒸気発生器隔離後 2 次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。
- 弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は 2 次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、このときの 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。
- (i) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2001 年 1 月から 2001 年 12 月

までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

(b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が全出力運転 (定格出力の 102%) された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体 (運転時間 40,000 時間) のものとする。

(c) 燃料取替作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

(d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

(e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。

(f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。

(g) 燃料集合体の落下時には、「燃料集合体落下」信号によりアニュラス空気再循環設備が起動し、燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気再循環設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素用フィルタの効率は 95% とする。

(h) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、現地における 2001 年 1 月から 2001 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ(2)(ii) a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1%

よう素 0.5%

- (c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (e) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

- (f) 格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は5分とする。

- (g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。

0.13%/d (0～	670 秒)
0.12%/d (670～	1,900 秒)
0.11%/d (1,900～	14,000 秒)
0.10%/d (14,000～	32,000 秒)
0.09%/d (32,000～	61,000 秒)
0.08%/d (61,000～	130,000 秒)
0.07%/d (130,000～	350,000 秒)
0.06%/d (350,000～	1,300,000 秒)
0.05%/d (1,300,000～	2,592,000 秒)

なお、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースは以下とする。

0.13%/d (0～	490 秒)
0.12%/d (490～	1,100 秒)
0.11%/d (1,100～	2,200 秒)
0.12%/d (2,200～	49,000 秒)
0.11%/d (49,000～	90,000 秒)
0.10%/d (90,000～	170,000 秒)
0.09%/d (170,000～	320,000 秒)

0.08%/d (320,000～ 630,000 秒)

0.07%/d (630,000～1,500,000 秒)

0.06%/d (1,500,000～2,592,000 秒)

- (h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。
- (j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため格納容器排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (k) アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタの効率は95%とする。
- (l) 希ガスに対する格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果等は無視する。
- (m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のような素が無機よう素として溶解したものとする。
- (o) 再循環水体積は $1,400 \text{m}^3$ とする。
- (p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のような素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。
- (q) 安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタの効率は95%とする。
- (r) 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。
- (r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器スプレイ水による

除去効果は無視する。

(r-2) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(r-3) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは、以下のエネルギー範囲別に区分する。

0.4 MeV/dis ($E \leq 0.4$ MeV/dis)

0.8 MeV/dis ($0.4 < E \leq 1.0$ MeV/dis)

1.3 MeV/dis ($1.0 < E \leq 1.5$ MeV/dis)

1.7 MeV/dis ($1.5 < E \leq 1.8$ MeV/dis)

2.5 MeV/dis ($1.8 < E$ MeV/dis)

(s) 事故の評価期間は 30 日間とする。

(t) 環境への核分裂生成物の放出は、格納容器排気筒より行われるものとする。

(u) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、現地における 2001 年 1 月から 2001 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (\bar{x}/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ(2)(iii) a. 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii) a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 4% を使用する。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.13 %

よう素 0.065%

(c) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

- (d) 原子炉格納容器スプレイ設備は、事故発生後 30 分で有効になるものとする。
- (e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。
- | | |
|-------------|---------|
| 事故後 24 時間まで | 0.12%/d |
| その後 29 日間 | 0.06%/d |
- (f) その他の条件は、「ロ(2)(iv) d. 原子炉冷却材喪失」と同様である。
- (v) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化
- a. 原子炉冷却材喪失
- 「ロ(2)(ii) a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に，1 次冷却材が系外に流出し，原子炉格納容器内の圧力，温度が異常に上昇する事象を想定する。
- (a) 配管の破断は，蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で，流出係数 1.0 の場合を解析する。
- (b) 原子炉出力は定格出力の 102%とする。
- (c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。
- | | |
|------------------|-----------------------|
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa [gage] |
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ /基 |
- また，高圧注入系及び低圧注入系からの注入は，ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。
- (d) 単一故障の仮定として，原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。
- また，常用電源はすべて喪失するものとし，非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。
- また，動的機器の単一故障のケースの他，事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として，単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について，再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。
- (e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は，原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- (f) 再冠水解析においては，1 次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。
- (g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には，原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし，崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

- (a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。
- (b) 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。
- (c) 事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失 a-1. 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- (d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- (e) 水素ガスの生成割合は、水の放射線分解では炉心水に対し 0.4 分子/100eV、サンプル水に対し 0.3 分子/100eV、ヒドラジンの放射線分解では 0.4 分子/100eV とする。
- (f) 単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満足する。
 - (a) 燃料被覆管温度の最高値は、二酸化ウラン燃料で生じ約 1,039°Cであり、制限値の 1,200°Cを下回る。
 - (b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は、二酸化ウラン燃料で生じ燃料被覆管厚さの約 4.0%であり、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下である。
 - (c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十

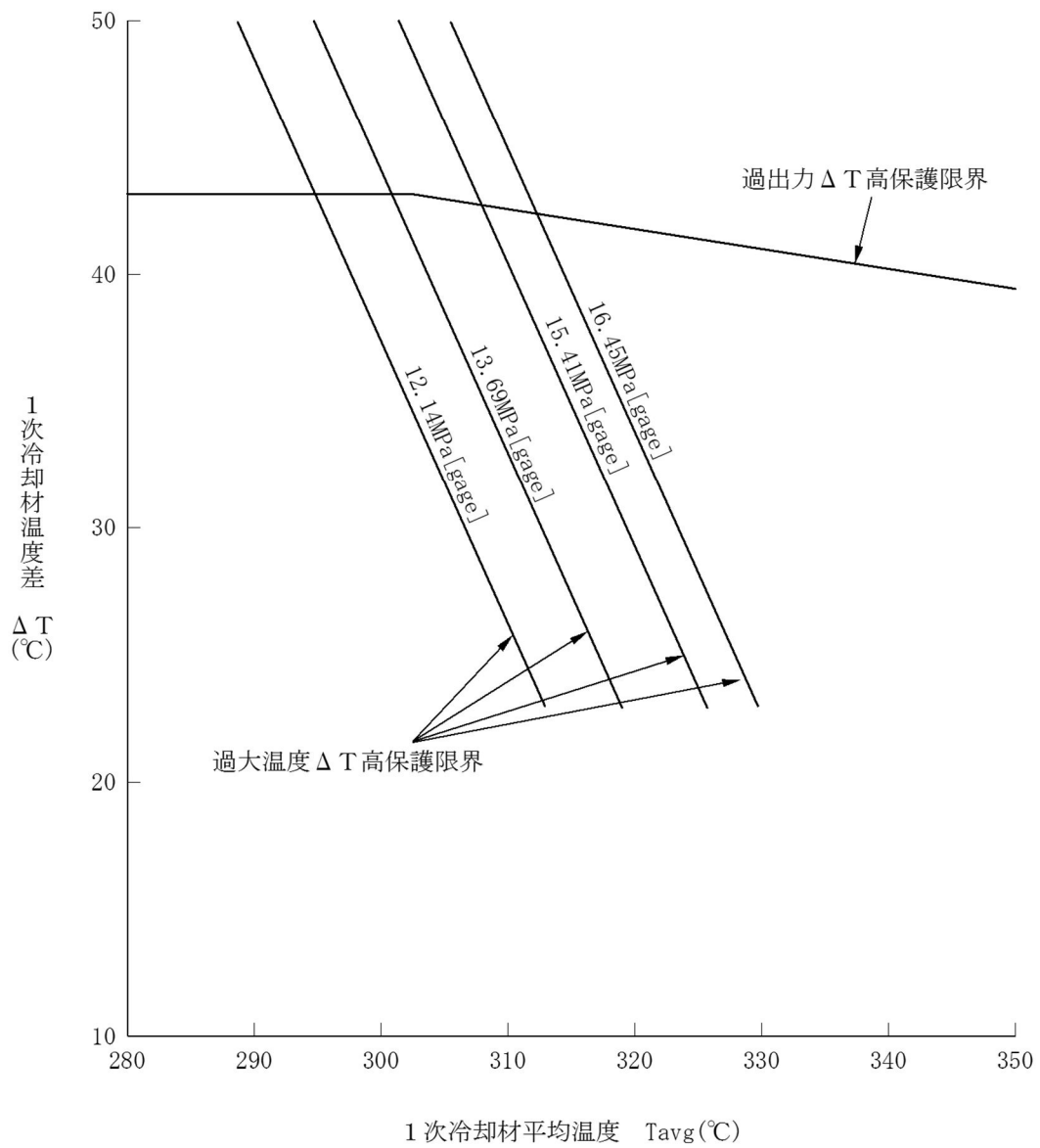
分小さい。

(d) 再冠水開始以降、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒においても、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって長期にわたる炉心の冷却が可能である。

- b. 燃料エンタルピの最大値については、「制御棒飛び出し」において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心で生じ、二酸化ウラン燃料は約 467kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約 469kJ/kg であり、制限値（「R I E 評価指針」に示す $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下並びにガドリニア及びプルトニウム添加に伴うペレットの溶融点の低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の 791kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の 770kJ/kg をそれぞれ下回っている。

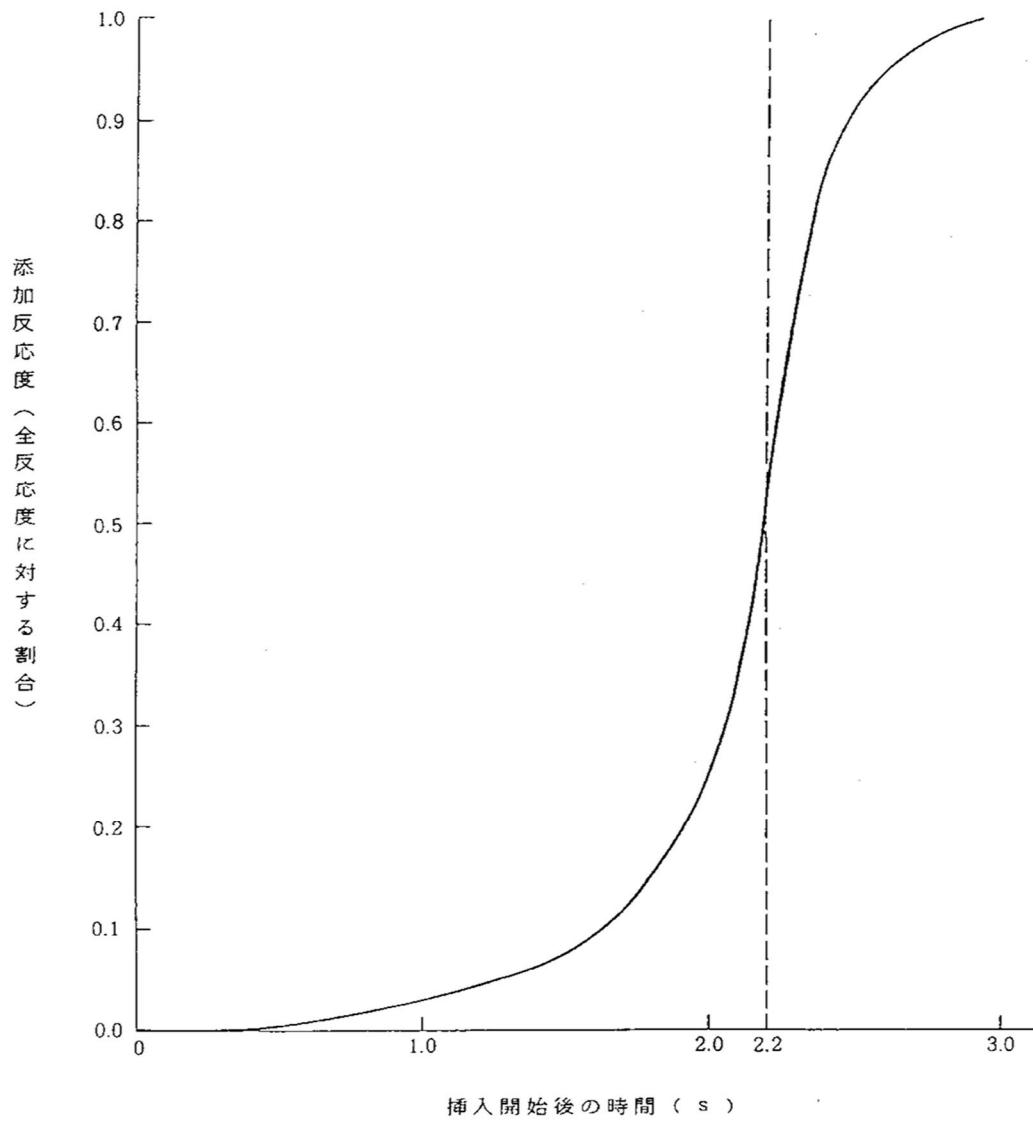
また、R I E 報告書に示される P C M I 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約 18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。
- d. 原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約 0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.283MPa[gage]を下回っている。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度については、事故発生後、30 日時点で約 2.8% であり、可燃限界である 4% を下回っている。
- e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 0.50mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



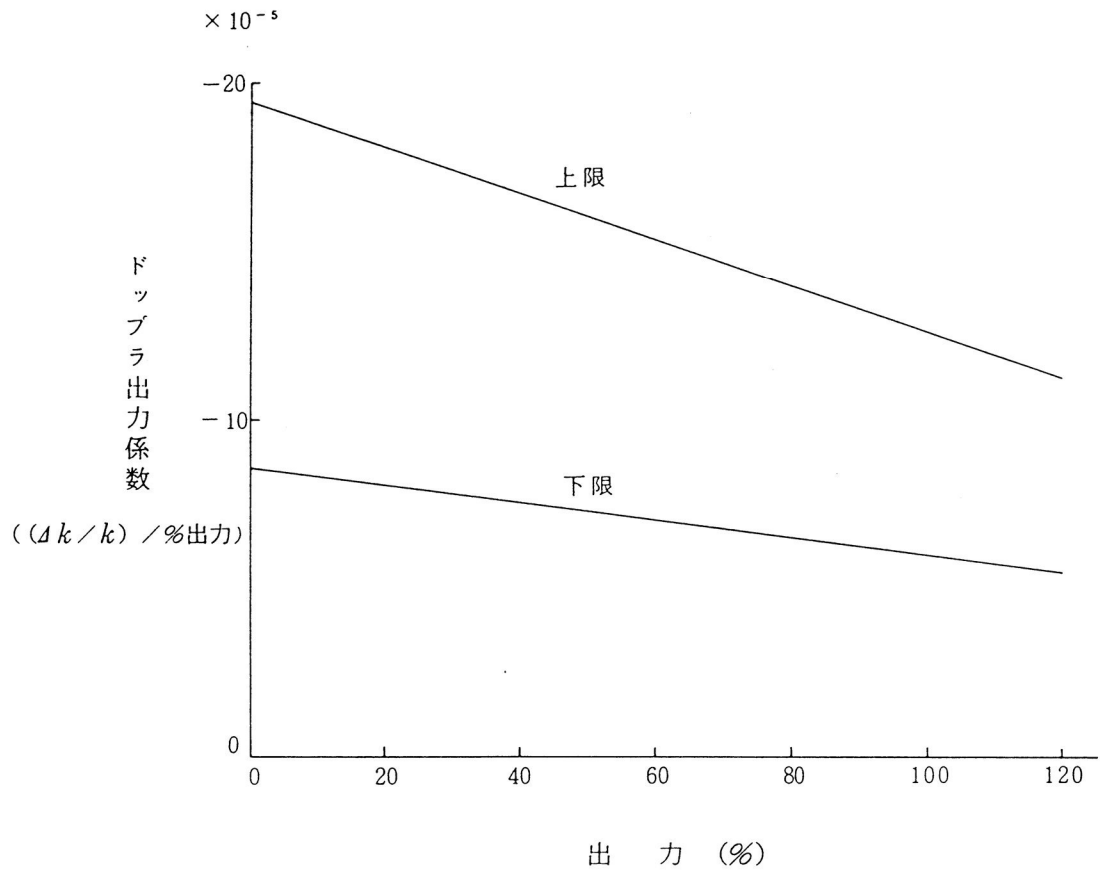
第1図 過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による保護限界図
(代表例)

別添 2-2-35

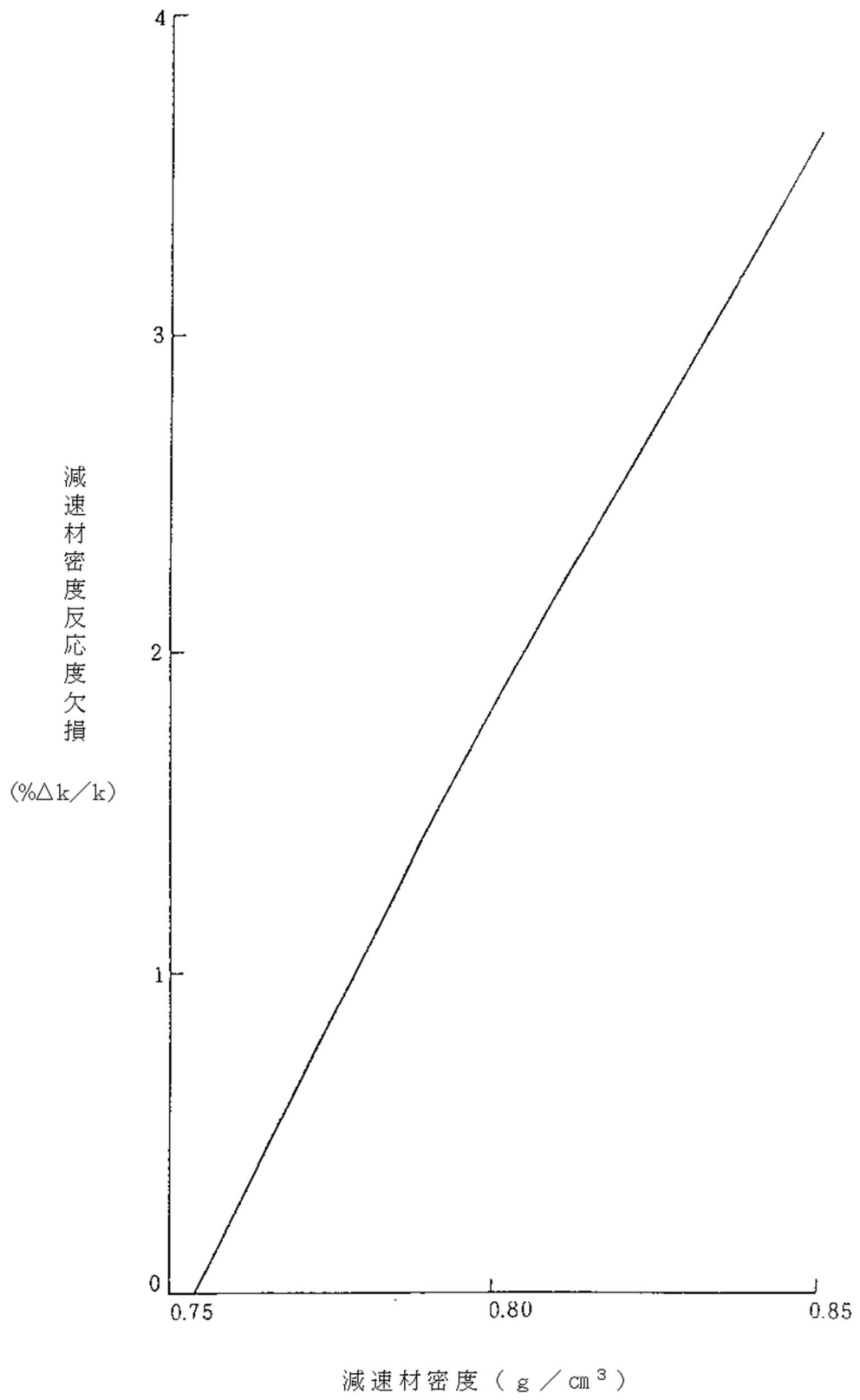


第2図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

別添 2-2-36

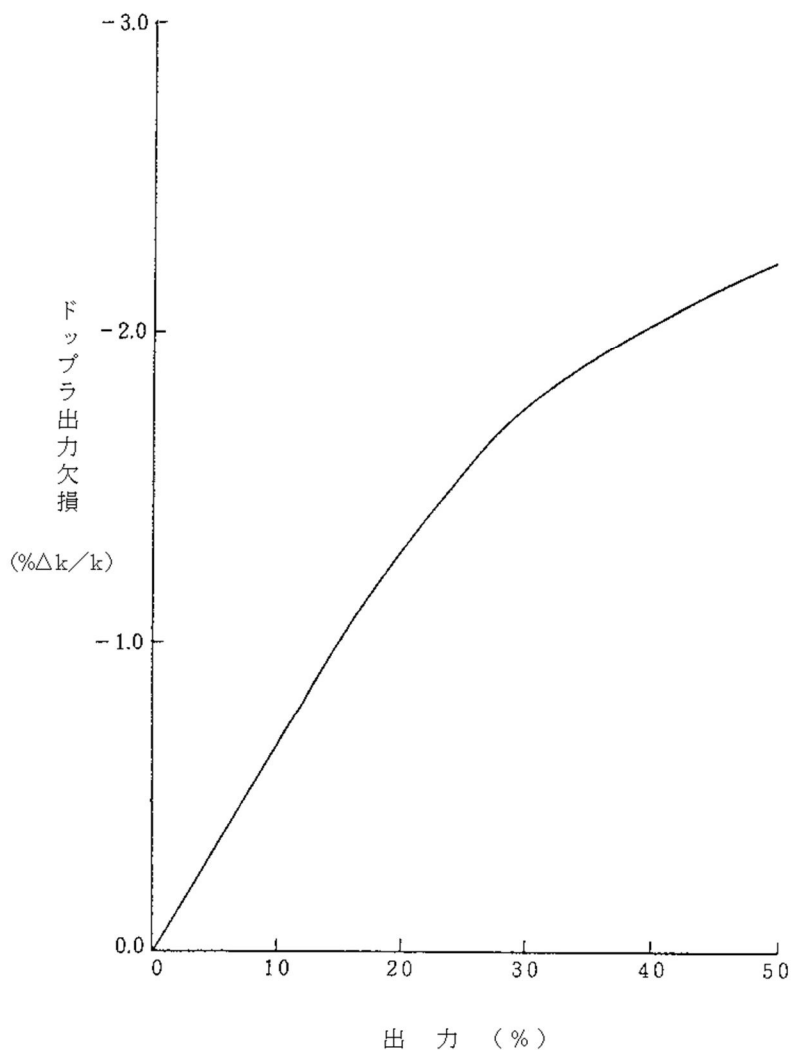


第3図 解析に使用したドップラ出力係数



第4図 解析に使用した減速材密度反応度欠損

別添 2-2-38



第5図 解析に使用したドップラ出力欠損

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 2-3-4 ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評

価に対して影響がないことを確認した。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 2-3-1 ページに示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果（0.50mSv）が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 2-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準（5mSv）を下回ることは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

第十五条 炉心等

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ハ 原子炉本体の構造及び設備

(1) 発電用原子炉の炉心

(i) 構造

a. 炉心は、多数の燃料集合体をはぼ円柱状に配列して構成し、クラスター状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンプルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。

1 次冷却材であり、また、減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。

b. 燃料の取替えは炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。

c. 主要寸法

炉心等価直径 約3.0m

炉心有効高さ 約3.7m

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数 157

別添 2-2-41

(うち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の体数最大40)
炉心全ウラン量 約74t
炉心全ウラン・プルトニウム量 約74t

(iii) 主要な核的制限値

原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。なお、原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。

a. 反応度停止余裕

最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を持つ設計とする。

高温停止状態 0.018 $\Delta k/k$

低温停止状態 0.010 $\Delta k/k$

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00086 ($\Delta k/k$)/s以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度値

制御棒クラスタの最大反応度値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時 0.0015 $\Delta k/k$

高温零出力時 0.010 $\Delta k/k$

d. 減速材温度係数及びドップラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドップラ係数は負になるように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその熔融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

a. 最小限界熱流束比 (最小DNBR) 2.36

b. 燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m

(2) 燃料体

(i) 燃料材の種類

a. ウラン燃料

二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む。)

ウラン235濃縮度

初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取替燃料		約4.8wt%以下
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
ただし、	第4～第11領域	約4.1wt%～約3.6wt%
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%～約2.1wt%、ガドリニア濃度約6wt%
ペレットの初期密度		理論密度の約97%
		ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%
		ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料は理論密度の約95%

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

プルトニウム含有率

取替燃料 集合体平均 約4.1wt%濃縮ウラン相当(*)以下 (約11wt%以下)

ペレット最大 13wt%以下

核分裂性プルトニウム富化度

取替燃料 ペレット最大 8wt%以下

$$\left[\begin{array}{l}
 \text{プルトニウム含有率} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \\
 \\
 \text{核分裂性} \\
 \text{プルトニウム富化度} = \frac{239\text{Pu} + 241\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \\
 \\
 \text{ただし、全Puには241Puから} \\
 \text{壊変して生じる241Amを含む}
 \end{array} \right.$$

プルトニウム組成比	原子炉級
ウラン235濃度	約0.2wt%～約0.4wt%
ペレットの初期密度	理論密度の約95

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%，プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt%の場合には，燃料集合体平均プルトニウム含有率は約9wt%となる。

(ii) 燃料被覆材の種類

a. ウラン燃料

- ・ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金
- ・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

ただし，初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料はジルカロイ-4

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

ジルカロイ-4

(iii) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素（燃料棒）は，円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し，両端を密封した構造であり，ヘリウムが加圧充てんされている。

b. 主要寸法

燃料棒外径	約9.5mm
被覆管厚さ	約0.6mm
燃料棒有効長さ	約3.7m

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は，燃料棒，制御棒案内シムブル及び炉内計装用案内シムブルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し，制御棒案内シムブルの上端に上部ノズル，下端に下部ノズルを取り付け，下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は，原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても，その健全性を失うことがない設計とする。また，燃料集合体は

輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13mm
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シムル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムル本数	1

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

ウラン燃料 55,000MWd/t

ただし、初装荷燃料及び取替燃料のうち第4～第11領域燃料は
48,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 45,000MWd/t

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 2-3-1 ページに示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添 2-3-7 ページに示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。
 - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。
- 4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする事。
 - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする事。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び3号炉共用）、燃料取扱棟クレーン（1号、

2号及び3号炉共用)、燃料移送装置等で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン新燃料の輸送容器から新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内に移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii)使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（1号、2号及び3号炉共用）は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱棟内の放射線量率を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計

とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約 1,150%相当分（1号，2号及び3号炉共用）

(iii) 使用済燃料乾式貯蔵施設

a. 構造

使用済燃料乾式貯蔵施設は，使用済燃料乾式貯蔵容器，周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（1号，2号及び3号炉共用）等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ，使用済燃料を不活性ガスとともに封入する金属製の容器であり，容器本体，蓋部（二重），バスケット等で構成する。使用済燃料乾式貯蔵容器は，貯蔵架台を用いて基礎ボルトで基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は，使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵し，自然冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の建屋である。

使用済燃料乾式貯蔵施設は，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに，使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮蔽材及び中性子遮蔽材により十分に遮蔽することができる設計とする。また，使用済燃料乾式貯蔵容器は，適切に放射性物質を閉じ込めることができ，閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに，使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約 760%相当分（1号，2号及び3号炉共用）

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において，使用済燃料ピットには，使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため，ポンプ，冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号，2号及び3号炉共用）を設け，使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号，2号及び3号炉共用）

台数	2
容量	約 550m ³ /h (1 台当たり)
b. 使用済燃料ピット冷却器 (1 号, 2 号及び 3 号炉共用)	
型式	横置 U 字管式
基数	2
伝熱容量	約 4.1MW (1 基当たり)
型式	プレート式
基数	1
伝熱容量	約 7.6MW

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 2-3-5 ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮すると、基準水温を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることに変わりないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<乾式キャスクの遮蔽性等>

乾式キャスクは MOX 燃料を貯蔵対象外として設置変更許可を取得していることから、国産 MOX 燃料導入による条文影響なし。

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時、原子炉圧力が低下した後の原子炉冷却のため、余熱除去設備を設ける。

a. 余熱除去ポンプ (ホ(3)(ii)a. (b)他と兼用)

台数	2
容量	約 681m ³ /h (1台当たり)
揚程	約 82m

b. 余熱除去冷却器 (ホ(3)(ii)b. (a)他と兼用)

基数	2
----	---

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 2-3-4 ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第二十三条 計測制御系統施設

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計 装

(ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設の安全保護回路のプロセス計装として、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量・温度、蒸気発生器水位、主蒸気ライン圧力及び原子炉格納容器圧力の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ)は、「十 八 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「十 八 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ(重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ)とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備(重大事故等対処設備)について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(最高計測可能温度等)を明確にする。

a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

別添 2-2-52

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「十 八 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

c. パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(5) その他の主要な事項

(i) 1次冷却材温度制御設備

1次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、1次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度を、負

荷に比例するプログラム平均温度（基準値）に維持するように制御棒クラスタを操作して原子炉出力の増減を行う。

(ii) 加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う圧力変化を許容範囲内に制御する。圧力制御は、加圧器ヒータによる加熱、加圧器スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 2-3-1 ページに示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

- 2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。
 - 二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。
 - 四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第二号から第四号までの規定に適合すること。
- 3 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

【本文記載】

○ 2 項の要求について

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(3) 制御設備

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに 1 次冷却材中のほう素濃度調整の 2 方式により行う。これらの制御方式に加えて、過剩増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、また、出力分布を平坦化するため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

(i) 制御材の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ

(a) 個 数 48

(b) 中性子吸収材 銀・インジウム・カドミウム

(c) 構 造

制御棒クラスタは、24本の制御棒の上端をスパイダに固定したもので、これは燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。各制御棒は、中性子吸収材をステンレス鋼管に入れた構造とする。

b. ほう素

1 次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のような比較的緩やかな反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度 2,000ppm以下

c. バーナブルポイズン

(a) バーナブルポイズン棒本数 1,342以下

(b) 中性子吸収材 ほう素

(c) 構 造

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の合金管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入できる構造とする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒クラスタ駆動装置

(a) 個 数 52

(b) 構 造

駆動装置は、ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセン

ブリ等で構成し、コイルとラッチ機構によって制御棒クラスタ駆動軸を保持し、駆動させ又は落下できる構造とする。

(c) 取付箇所

原子炉容器ふた

(d) 駆動方式

通常運転時 ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時 重力による落下

(e) 挿入時間及び駆動速度

挿入時間 (トリップ時, 全ストロークの85%挿入までの時間)

2.2秒以下

通常挿入・引抜最大速度 約114cm/min

b. ほう素濃度調整装置

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により、1次冷却材中のほう素濃度に応じてフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式によって行う。

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は、約 $0.03 \Delta k/k$ とし、その場合の反応度制御能力は約 $0.05 \Delta k/k$ とする。

(最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置のまま挿入できない場合)

b. ほう素濃度調整 0.20 $\Delta k/k$ 以上

(ウラン・プルトニウム
混合酸化物燃料が装荷
されるまでのサイクル)

0.22 $\Delta k/k$ 以上

(ウラン・プルトニウム
混合酸化物燃料が装荷
されたサイクル以降)

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

非常用制御設備として、化学体積制御設備を構成するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等を使用することにより1次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、原子炉を停止する。

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク (ホ(4)(i)他と兼用)

基数	2
容量	約30m ³ (1基当たり)
b. ほう酸ポンプ (ホ(4)(i)他と兼用)	
台数	2
容量	約17m ³ /h (1台当たり)
c. 充てんポンプ (ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用)	
台数	3
容量	約45m ³ /h (1台当たり)

(iii) 反応度制御能力

非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つようにする。

停止時実効増倍率 $k_{eff} \leq 0.99$

負の反応度添加速度 $0.0008 (\Delta k/k) / \text{min}$ 以上

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。

○ 3項の要求について

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 一次冷却材設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備 (1次冷却設備) は、3つの閉回路からなり、それぞれの回路には、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管を有す

る。1次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器において2次冷却材と熱交換を行い、1次冷却材ポンプにより発電用原子炉に還流する。また、3回路のうち1回路には1次冷却材圧力を制御するための加圧器を設ける。

1次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時等において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、1次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時等において原子炉停止系統の作動等とあいまって、想定される圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を重大事故等時に流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

a. 蒸気発生器

(「一次冷却材設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	3
蒸気発生量	約1,700t/h (1基当たり) (定格出力時)
寸 法	
外 径	胴上部 約4.5m 胴下部 約3.4m
全 高	約21m
伝熱管内径	約20mm

材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
b. 1次冷却材ポンプ	
型 式	たて置斜流型
台 数	3
容 量	約20,100m ³ /h (1台当たり)
c. 1次冷却材管	
内 径	
低 温 側	約0.70m
高 温 側	約0.74m
蒸気発生器～ポンプ間	約0.79m
材 料	ステンレス鋳鋼
d. 加圧器	
型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
基 数	1
圧力制御方式	ヒータ, スプレー及び逃がし弁
材 料	
母 材	低合金鋼
肉 盛 り	ステンレス鋼
安 全 弁	
	(「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)
型 式	ばね式
個 数	3
容 量	約160t/h (1個当たり)
吹出し場所	加圧器逃がしタンク
逃がし弁	
	(「一次冷却材設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)
型 式	空気作動式
個 数	2
容 量	約95t/h (1個当たり)
吹出し場所	加圧器逃がしタンク

別添 2-2-60

e. 漏えい監視設備

漏えい監視設備

一式

【国産MOX燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添2-3-1ページに示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。

第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

1 次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が

別添 2-2-62

発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤等は、適切に保守点検するとともに運用管理を実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量(希ガス、よう素)は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添 2-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が 30 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

気体廃棄物の主な発生源は、1次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物処理設備は、主として1次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス圧縮装置、水素再結合ガス圧縮装置、水素再結合装置、ガス減衰タンク、水素再結合ガス減衰タンク等からなり、排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクは、発生する気体廃棄物のうち放射能減衰を要するものを、平常運転時に所外放出が可能な程度にまで減衰させるのに十分な容量とする。

(iii) 排気口の位置

排気口位置	原子炉格納施設上部
排気口地上高さ	約73m（標高約83m）

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系、廃液処理系及び洗浄排水処理系（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）で構成する。

a. ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔、モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後、回収したほう酸は原則として再使用する。

処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出するか、又は再使用する。

- b. 廃液処理系は、廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置、脱塩塔、廃液蒸留水タンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

- c. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号及び3号炉共用）、洗浄排水処理装置（1号、2号及び3号炉共用）、洗浄排水モニタタンク（1号、2号及び3号炉共用）等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水等は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

これらの液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、堰を設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

冷却材貯蔵タンク、廃液貯蔵タンク等の容量及び蒸発装置等の処理容量は、1次冷却材中のほう素濃度調整及び原子炉の起動停止の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できるものとする。蒸発装置、脱塩塔等の除染能力は、蒸留水等の所内再使用又は所外放出を可能とするのに十分なものとする。

(iii) 排水口の位置

排水口は北側護岸にある復水器冷却水の放水口である。

九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから発電所周辺の一般公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立ち入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地境界外の空間線量率が十分に低減できるものとする。

ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 3.5×10^{14} Bq/y 及び 3.4×10^{-2} MeV/dis（1号、2号各炉）並びに 1.6×10^{14} Bq/y 及び 4.8×10^{-3} MeV/dis（3号炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 2.5×10^{13} Bq/y 及び 4.3×10^{-2} MeV/dis（1号、2号各炉）並びに 2.4×10^{13} Bq/y 及び 4.3×10^{-2} MeV/dis（3号炉）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 1.6×10^{14}

$^3\text{Bq/y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ (1号, 2号各炉) 並びに $1.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ (3号炉) とする。

(d) 原子炉補助建家等の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは, それぞれ $1.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ (1号, 2号各炉) 並びに $1.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $8.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ (3号炉) とする。

b. 気象条件

気象条件は, 現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は, 将来の集落の形成を考慮し, 3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の敷地境界外について行い, 希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き, 1号, 2号及び3号各炉 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$, トリチウムについては, 1号及び2号各炉 $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$, 3号炉 $5.55 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は, 1, 2号炉及び3号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方とする。

なお, 復水器冷却水等の量は, 1, 2号炉放水口において各炉あたり $9.46 \times 10^8 \text{m}^3/\text{y}$, 3号炉放水口において $1.63 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ とする。

また, 前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は, I-131について $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $2.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉), I-133について $7.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $3.5 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は, I-131について $2.1 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $8.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉), I-133について $4.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $2.0 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉) とする。

(c) 原子炉補助建家等の換気

よう素の年間放出量は、I-131について $8.3 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1号、2号各炉）及び $5.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3号炉）、I-133について $1.4 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ （1号、2号各炉）及び $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ （3号炉）とする。

(d) 定期検査時のよう素

よう素の年間放出量は、I-131について $7.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （1号、2号各炉）及び $1.6 \times 10^9 \text{Bq/y}$ （3号炉）とする。

b. 気象条件

ハ(1)(i)b.と同じとする。

c. 計算地点

吸入摂取及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取については発電所周辺の集落において、乳牛が飼育されておらず、また、牧草地もないことから、評価の対象外とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉及び3号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中（よう素を除く。）に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 $4.7 \mu \text{Sv}$ 、年間約 $2.8 \mu \text{Sv}$ 及び年間約 $3.5 \mu \text{Sv}$ となり、合計は年間約 $11.0 \mu \text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu \text{Sv}$ を下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu \text{Sv}$ を下回るようにする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1次冷却材の放射能 >

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対す

る評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度の変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(11.0 μ Sv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 2-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

MOX 新燃料は、ウラン新燃料に比べて高い線量を有するため、MOX 新燃料の気中での取扱においては、MOX 新燃料用の燃料取扱装置を用いることで、放射線業務従事者の受ける放射線量を低減する設計としており、過去の MOX 燃料導入時の許認可においても放射線業務従事者の防護として説明している。

以上から、放射線からの放射線業務従事者の防護については、本文九号の放射線防護の基本方針ではなく、本文五号の核燃料取扱設備の構造に対する影響を確認する。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1)核燃料物質取扱設備の構造

ウラン新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン新燃料の輸送容器から新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量>

別添 2-2-71

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウラン（特に U232）が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
 - 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
 - 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

【本文記載】

- 十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項
- ハ 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

a. 評価事象

本発電用原子炉施設において安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故等に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は設置許可基準規則等に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たってはPRAの知見を踏まえ、設置許可基準規則等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材配管の破断による、原子炉冷却材喪失（以下「LO

CA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)の特徴を踏まえたPRA上の取り扱いに従い、以下のとおり分類する。

・大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系統(以下「1次系」という。)の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

・中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(a-2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(a-3) 原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

(a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故

(a-5) 原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故

(a-6) ECCS注水機能喪失

- 中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故
- (a-7) E C C S 再循環機能喪失
大破断 L O C A 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- (a-8) 格納容器バイパス
インターフェイスシステム L O C A 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、発電用原子炉施設の特性を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。
- (b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- (b-1-1) 格納容器過圧破損
大破断 L O C A 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
- (b-1-2) 格納容器過温破損
外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
- (b-2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
- (b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- (b-4) 水素燃焼
大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故
- (b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）
本発電用原子炉施設においては、工学的に発生しない。
- (b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用
大破断 L O C A 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
- (c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対

する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、設置許可基準規則等で想定された以下の事故とする。

(c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）

(c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、運転停止中事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3) 原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故

b. 評価項目

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

(a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力で

- ある17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]を下回ること。
- (a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度132℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
- (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。
- (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。
- (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。
- (b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1)の要件を満足すること。
- (b-8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
- (c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目
を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3) 未臨界を確保すること。(ただし、通常の運転操作における臨界
又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を
伴う臨界を除く。)

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するた
めに必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2)有効性評価」に
おいて重大事故等に対処するために必要な施設を第10.3表に示す。

(ii) 評価条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさ
を考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確
認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とする。こ
の際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確か
さによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運
転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評
価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を
考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源
の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こ
すことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準
事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、
重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、
原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作

開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作場所までのアクセスルート¹の状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。

(b) 共通評価条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値 (2,652 MWt) に正の定常誤差 (定格値の+2%) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く)
- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値 (302.3℃) に正の定常誤差 (+2.2℃) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く)
- ・ 1次系圧力の初期値は、原則として、定格値 (15.41MPa [gage]) に正の定常誤差 (+0.21MPa) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く)
- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いるものとする。
- ・ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。
- ・ 炉心バイパス流量割合は4%を用いるものとする。
- ・ 即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。
- ・ 加圧器保有水量の初期値は60%体積とする。
- ・ 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側保有水量は1基当たり48tを用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器の自由体積は、67,400m³を用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値を用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃及び9.8kPa [gage]を用いるものとする。

- ・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は設計値を用いるものとする。

(b-1-2) 事故条件

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。
- ・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.2秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCSの作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）と水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間2.0秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間2.0秒）

（ただし、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」を除く）

- ・原子炉制御設備は、作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失

敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。

- ・加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

- ・加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)
- ・加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)
- ・主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%
- ・主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量(ループ当たり)の100%

- ・1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

- ・格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり除熱特性(100℃～155℃、約1.9MW～約8.1MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。

- ・燃料取替用水タンクの水量は、1,900m³を用いるものとする。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いるものとする。

(b-2-2) 事故条件

- ・1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3)に同じ。

(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大

となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して11.715MWを用いるものとする。

- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40°Cを用いるものとする。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、使用済燃料ピット、燃料取替用キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、約4.33mとする。

(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-4-1) 初期条件（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

- ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

- ・事象は、原子炉停止55時間後に発生するものとする。
- ・1次系圧力の初期値は大気圧とする。
- ・1次冷却材高温側温度の初期値は93°Cとする。
- ・1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを8cm上回る高さとする。
- ・1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。
- ・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は設計値を用いるものとする。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

- (a-1) 起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。
- (a-2) 安全機能としては、補助給水機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はあるものとする。
- (a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性：0～

約250m³/h, 0～約12.7MPa[gage]) を用いるものとする。

- (a-5) フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、95t/hを用いるものとする。
- (a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (a-6-1) フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点から5分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

- (b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
- (b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) RCPシールLOCAが発生する場合のRCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約109m³/hとし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。RCPシールLOCAが発生しない場合のRCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約1.5m³/hとし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。
- (b-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。
- (b-6) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。
- (b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ (1基当たり) |
- (b-8) 充てんポンプ(B, 自己冷却式)の炉心への注水流量は、1次系圧力0.7MPa[gage]到達時点で代替炉心注水を開始することとし、30m³/hを設定するものとする。
- (b-9) RCPシールLOCAが発生しない場合において、RCP封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。
- (b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

- (b-10-1) 2次系強制冷却は、事象発生から30分後に開始するものとする。
- (b-10-2) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合には事象発生60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合には交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生24時間後に確立するものとする。
- (b-10-3) 1次系温度の維持は、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次系圧力約1.7MPa [gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に行うものとする。
- (b-10-5) 2次系強制冷却再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後とし、1次系温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (b-10-7) RCPシールLOCAが発生する場合には、1次系圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失
「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。
- (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- (d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch) の完全両端破断とする。
- (d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源はあるものとする。
- (d-4) ECCS作動信号は、「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (d-5) 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替後は高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注

入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h，0～約15.6MPa[gage]，低圧注入特性：0～約1,820m³/h，0～約1.3MPa[gage]）を用いるものとする。

(d-6) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し，ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

(d-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(d-8) 再循環切替は，燃料取替用水タンク水位16%到達後に行うものとする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(d-9-1) 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却は，原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa [gage]到達から30分後に開始するものとする。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 炉心熱出力の初期値は，定格値(2,652MWt)を用いるものとする。

(e-2) 1次系圧力の初期値は，定格値(15.41MPa[gage])を用いるものとする。

(e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は，定格値（302.3℃）を用いるものとする。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は，炉心サイクル寿命中の変化，取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し，負の反応度帰還効果が小さくなるよう-13pcm/℃に設定するものとする。

(e-5) ドップラ特性は，ウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮し，正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定するものとする。

(e-6) 対象炉心は，ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して，(e-4)，(e-5)の特性を考慮した炉心を用いるものとする。

(e-7) 起因事象として，以下のいずれかが発生するものとする。

・主給水流量喪失

・負荷の喪失

(e-8) 安全機能としては，原子炉自動停止機能が喪失するものとする。

(e-9) 外部電源はあるものとする。

- (e-10) 多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）作動設定値は、蒸気発生器水位低原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%とする。
- (e-11) 主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、完了するものとする。
- (e-12) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）作動設定値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (f) E C C S 注水機能喪失
- (f-1) 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約15cm（6 inch）、約10cm（4 inch）及び約5 cm（2 inch）とする。
- (f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。
- (f-3) 外部電源はないものとする。
- (f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最小注入特性（低圧注入特性：0～約830m³/h、0～約0.7MPa[gage]）を用いるものとする。
- (f-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、E C C S 作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (f-6) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ （1基当たり） |
- (f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (f-8-1) 2次系強制冷却は、E C C S 作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

- (g) E C C S再循環機能喪失
- (g-1) 起因事象として、大破断L O C Aが発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch) の完全両端破断とする。
- (g-2) 安全機能としては、低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。
- (g-3) 外部電源はあるものとする。
- (g-4) E C C S作動信号は、「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-5) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.136MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-6) 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h，0～約15.6MPa[gage]，低圧注入特性：0～約1,820m³/h，0～約1.3MPa[gage]）を用いるものとする。
- (g-7) 格納容器スプレイポンプ
 格納容器スプレイポンプ（B，代替再循環配管使用）による代替再循環を行う場合、再循環切替前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとし、再循環切替後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。
 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合、再循環切替前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。
- (g-8) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、E C C S作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (g-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- | | |
|------------|----------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ （1基当たり） |
- (g-10) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行うもの

とする。

(g-11) 代替再循環時の炉心への注水流量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-12-1) 代替再循環は、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステム L O C A

(h-1-1) 起回事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-2) 1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-3) 破断口径は、以下のとおり設定する。

- ・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
(等価直径約 2.5cm (1 inch) 相当)
- ・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約 7.6cm (3 inch) 相当)
- ・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
(等価直径約 2.9cm (1.15 inch) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性（ $0\sim$ 約 $350\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\sim$ 約 15.6MPa [gage]））を用いるものとする。

(h-1-7) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、E C C S 作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $280\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(h-1-8) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(h-1-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

別添 2-2-88

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1基当たり)

- (h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。
- (h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (h-1-11-1) 2次系強制冷却は、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
 - (h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
 - (h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
 - (h-1-11-4) 高圧注入系から充てん系への切替は、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えるものとし、切替に2分を要するものとする。
 - (h-1-11-5) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。
 - (h-1-11-6) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

- (h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
 - (h-2-1) 起因事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。
 - (h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。
 - (h-2-3) 外部電源はないものとする。
 - (h-2-4) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性（0～約350m³/h, 0～約15.6MPa[gage]））を用いるものとする。
 - (h-2-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

- (h-2-6) 2次系強制冷却として健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁2個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。
- (h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離は、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から10分後に操作を開始し、操作終了に約2分を要するものとする。
 - (h-2-7-2) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却は、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に1分を要するものとする。
 - (h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
 - (h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
 - (h-2-7-5) 高圧注入系から充てん系への切替は、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えるものとし、切替に2分を要するものとする。
 - (h-2-7-6) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。
 - (h-2-7-7) 余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。
- c. 運転中の原子炉における重大事故
 - (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - (a-1) 格納容器過圧破損
 - (a-1-1) 事故進展解析の条件
 - (a-1-1-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m(29inch)の完全両端破断とする。
 - (a-1-1-2) 安全機能としては、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ものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

- (a-1-1-3) 外部電源はないものとする。
- (a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。
- (a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。
- (a-1-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力	4.04MPa [gage]
蓄圧タンクの保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
- (a-1-1-7) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、140m³/hを設定するものとする。
- (a-1-1-8) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
- (a-1-1-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (a-1-1-9-1) 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は、炉心溶融開始から30分後に開始するものとし、事象発生から24時間後に停止するものとする。
 - (a-1-1-9-2) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット (A及びB) への海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から24時間後に開始するものとする。
- (a-1-2) 放射性物質 (C s -137) の放出量評価の条件
 - (a-1-2-1) 事象発生直前まで、定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1 / 4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。
 - (a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出されるC s -137の量は、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。
 - (a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出されたC s -137は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

- (a-1-2-4) 評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価する。
- (a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の0.16%/dを用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dを用いるものとする。
- (a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (a-1-2-7) アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率は、99%を用いるものとする。
- (a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、78分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故進展解析の条件

- (a-2-1-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
- (a-2-1-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
- (a-2-1-3) 外部電源はないものとする。
- (a-2-1-4) RCPシール部の漏えい率として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。
- (a-2-1-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。
- (a-2-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- | | |
|------------|---------------------------|
| 蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧タンクの保有水量 | 29.0 m^3 (1基当たり) |
- (a-2-1-7) 1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は95t/hを用いるものとする。
- (a-2-1-8) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、 $140\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

- (a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
- (a-2-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (a-2-1-10-1) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。
- (a-2-1-10-2) 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は、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器の保有水量が1,700 m³に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]に到達していない場合は、代替格納容器スプレイポンプを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。
- (a-2-1-10-3) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から24時間後に開始するものとする。
- (b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。
- (b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。
- (b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。
- (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。
- (c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は計装用案内管と同等の径を用いるものとする。
- (c-2) エントレインメント係数はRicou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値を用いるものとする。
- (c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積を用いるものとする。

(d) 水素燃焼

- (d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m (29inch) の完全両端破断とする。
- (d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源はあるものとする。
- (d-4) 全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することによる水素の発生を考慮する。
また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。
- (d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。
- (d-6) 静的触媒式水素再結合装置1基当たりの処理性能については、1.2kg/h (水素濃度4 vol%, 圧力0.15MPa[abs]時) を用いるものとする。また、装置については5基の設置を考慮するものとする。
- (d-7) イグナイタの効果は期待しないものとする。
- (d-8) 格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、最大流量を用いるものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

- (e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。
- (e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で0.8MW/m²相当とする。
- (e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

- (a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については，使用済燃料ピット水位低警報レベルである，通常運転水位（以下「NWL」という。） -0.08m とする。
- (a-2) 安全機能としては，使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はないものとする。
- (a-4) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水流量は， $25\text{ m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (a-5) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。
 - (a-5-1) 中型ポンプ車による注水は，事象発生から5.6時間後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

- (b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については，使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し，サイホンブレイカの効果を考慮し， $\text{NWL} - 1.36\text{m}$ とする。
- (b-2) 安全機能としては，使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。
- (b-3) 外部電源はないものとする。
- (b-4) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水流量は， $25\text{ m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (b-5) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。
 - (b-5-1) 中型ポンプ車による注水は，事象発生から2.2時間後に開始するものとする。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - (a-1) 起因事象として，余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中に，余熱除去ポンプの故障等により，すべての余熱除去機能が喪失するものとする。
 - (a-2) 安全機能としては，起因事象の想定により，すべての余熱除去機能が喪失するものとする。
 - (a-3) 外部電源はないものとする。
 - (a-4) 充てんポンプによる炉心への注水流量は， $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

のとする。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 充てんポンプによる炉心注水は、事象発生から50分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水は、事象発生から50分後に開始するものとする。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 起因事象として、余熱除去系から1次冷却材が流出するものとする。

(c-2) 余熱除去機能喪失前の1次冷却材の流出流量は $380\text{m}^3/\text{h}$ とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約20cm (8 inch) 相当とする。

(c-3) 安全機能としては、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点ですべての余熱除去機能が喪失するものとする。

(c-4) 外部電源はないものとする。

(c-5) 充てんポンプの炉心への注水流量は $31\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1) 充てんポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失から20分後に開始するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 制御棒位置として全挿入状態を用いるものとする。

(d-2) 1次冷却材の有効体積は、 213m^3 を用いるものとする。

(d-3) 原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は、4,400ppmを用いるものと

する。

- (d-4) 臨界ほう素濃度は、1,800ppmを用いるものとする。
- (d-5) 起回事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。
- (d-6) 1次系への純水注水の最大流量は、107m³/hとする。
- (d-7) 外部電源はあるものとする。
- (d-8) 「線源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) 希釈停止は「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、評価項目に対して最も厳しくなる評価事象の結果を記載する。

a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。なお、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」並びに「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約1,039℃、燃料被覆管の酸化量は約4.0%となる。
- (a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約731℃であり、不確かさを考慮しても1,200℃以下である。
- (a-2) 燃料被覆管の酸化量は約0.1%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において、約18.5MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の1.2倍である20.59MPa[gage]を下回る。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も

厳しくなる「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.340MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約133℃であり、不確かさを考慮しても200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.345MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約138℃であり、不確かさを考慮しても200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約5.1TBq、100日後までを考慮したとしても約5.6TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

(d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、約1.4 MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても2.0MPa[gage]以下に低減される。

(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「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再循環機能が喪失する事故」に代替格納容器スプレイを考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。

(f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳

しくなる「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」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約11.3vol%であり、不確かさを考慮しても13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

(g) 全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約0.429MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「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」においても、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.2日であり、事故を検知し、中型ポンプ車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.974であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交

流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生後の50分後に充てんポンプ又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、燃料取替時の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する可能性がある。このため、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化をほう素価値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約-10% $\Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素価値は、ウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。

このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 2-3-4 ページに示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 2-3-1 ページに示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 2-3-5 ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮すると、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 11.715MW を超えないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<炉心内蓄積量>

環境への影響を評価するものとして、Cs-137 の放出放射エネルギー評価結果が本文に記載されている。

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量（事故発生後から 7 日間で約 5.1TBq、100 日後までで約 5.6TBq）は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

第四十三条 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

b. 重大事故等対処施設(中央制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、 a. 設計基準対象施設に記載)

(c) 重大事故等対処設備

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度、使用温度)、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象(地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響)による荷重を考慮する。また、自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風(台風)、積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線

による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、緊急時対策所(EL. 32m)内及び非常用ガスタービン発電機建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。このうち、1次系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生する原子炉冷却材喪失(以下「インターフェイスシステムLOCA」という。)時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画(フロア)若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物

の流入防止を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。

(c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。

第四十四条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(4) 非常用制御設備

(iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止，原子炉出力抑制（自動），原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 手動による原子炉緊急停止

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

(b) 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させ

ることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により 1 次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

(c) 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により 1 次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

(d) ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入系統を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）

個 数 1

主蒸気隔離弁（ホ(2)と兼用）

型 式 スウィングディスク式

個 数 3

主蒸気逃がし弁（ホ(2)他と兼用）

型 式 空気作動式

個	数	3
容	量	約 182t/h (1 個当たり)
主蒸気安全弁 (ホ(2)と兼用)		
型	式	ばね式
個	数	15
電動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)		
台	数	2
容	量	約 90m ³ /h (1 台当たり)
タービン動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)		
台	数	1
容	量	約 210m ³ /h
補助給水タンク (ホ(2)他と兼用)		
基	数	1
容	量	約 740m ³
蒸気発生器 (ホ(1)他と兼用)		
型	式	たて置U字管式熱交換器型
基	数	3
加圧器逃がし弁 (ホ(1)他と兼用)		
型	式	空気作動式
個	数	2
加圧器安全弁 (ホ(1)と兼用)		
型	式	ばね式 (背圧補償型)
個	数	3
原子炉トリップスイッチ		
個	数	2
ほう酸ポンプ (ホ(4)(i)他と兼用)		
台	数	2
容	量	約 17m ³ /h (1 台当たり)
ほう酸タンク (ホ(4)(i)他と兼用)		
基	数	2
容	量	約 30m ³ (1 基当たり)
充てんポンプ (ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用)		
台	数	3
容	量	約 45m ³ /h (1 台当たり)
揚	程	約 1,720m
燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)		

基 容	数 量	1 約 1,900m ³
--------	--------	----------------------------

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 2-3-1 ページに示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへの注水

(a-1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイホンブ

レーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水タンクポンプ若しくは燃料取替用水タンクの故障等及び1次系純水サービスポンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車により、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレー

(a-1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

また、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟への放水

(b-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型

放水砲による燃料取扱棟への放水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、大型放水砲を可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車（以下「大型ポンプ車等」という。）と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

c. 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

(a) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部並びに可搬型放射線計測器のうち放

射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位 (AM)

個	数	2
---	---	---

使用済燃料ピット温度 (AM)

個	数	2
---	---	---

使用済燃料ピット監視カメラ

個	数	1
---	---	---

種	類	赤外線カメラ（冷却機能付）
---	---	---------------

[可搬型重大事故等対処設備]

中型ポンプ車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」，「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

台	数	6（予備1）
---	---	--------

容	量	約 210m ³ /h
---	---	------------------------

揚	程	約 100m
---	---	--------

加圧ポンプ車

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台	数	2（予備1）
---	---	--------

容	量	約 150m ³ /h
---	---	------------------------

揚	程	約 150m
---	---	--------

小型放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

台 数 2 (予備 1)

大型ポンプ車

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

台 数 1 ※¹
容 量 約 1,320m³/h
揚 程 約 140m

大型ポンプ車 (泡混合機能付)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

台 数 1 ※¹
容 量 約 1,320m³/h
揚 程 約 140m

※1：保有台数を示す。大型ポンプ車と大型ポンプ車 (泡混合機能付) を組合わせて台数は1台 (予備1台) とする。

大型放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

型 式 移動式ノズル
台 数 1 (予備 1)

使用済燃料ピット広域水位 (AM)

個 数 2 (予備 1)

可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用)

個 数 2 (予備 1 ※²)

※2 可搬型代替モニタ, 可搬型モニタ及び可搬型放射線計測器と一部兼用

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 2-3-5 ページに示すように共用号炉の廃炉を考慮することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、上述のとおり既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。中央制御室換気空調設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等時において、中央制御室の照明は、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。中央制御室用可搬型照明は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備であ

る非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファンにより原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵したアニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質の濃度を低減して排出できる設計とする。アニュラス空気再循環設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

中央制御室遮へいは、「チ(1)(iii)遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気空調設備は、「チ(1)(iv)換気設備」に記載する。

アニュラス空気再循環設備は、「リ(4)(ii)b.(a)放射性物質の濃度を低減するための設備」に記載する。

非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室用可搬型照明

個 数 6 (予備2)

酸素濃度計

個 数 1 (予備 1^{※1})

※1 「緊急時対策所」の酸素濃度計と兼用

二酸化炭素濃度計

個 数 1 (予備 1^{※2})

※2 「緊急時対策所」の二酸化炭素濃度計と兼用

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

別添 2-2-119

第六十一条 緊急時対策所

第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

- 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(vi) 緊急時対策所

1 次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所(EL. 32m)を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所(EL. 32m)は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ評価条件を設定する。固定源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤等は、適切に保守点検するとともに運用管理を実施する。

緊急時対策所(EL. 32m)は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所（EL. 32m）は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末を設置又は保管する。発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線通信設備、緊急時用携帯型通話設備、災害時優先加入電話設備、直通電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所（EL. 32m）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ（１）（ii）重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ（２）（ii）重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（EL. 32m）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室と離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所（EL. 32m）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（EL. 32m）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所（EL. 32m）の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（EL. 32m）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、

緊急時対策所換気設備，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタ，可搬型代替モニタ及び可搬型気象観測設備のうち風向風速計を使用する。

緊急時対策所（EL. 32m）の居住性については，想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，緊急時対策所（EL. 32m）内でのマスクの着用，交代要員体制，安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，緊急時対策所（EL. 32m）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所（EL. 32m）の緊急時対策所遮へいは，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所（EL. 32m）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

緊急時対策所（EL. 32m）の緊急時対策所換気設備は，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所（EL. 32m）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い，緊急時対策所（EL. 32m）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。なお，換気設計にあたっては，緊急時対策所（EL. 32m）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また，緊急時対策所（EL. 32m）外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。緊急時対策所（EL. 32m）の緊急時対策所換気設備として，緊急時対策所空気浄化ファン，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧装置を保管する。

緊急時対策所（EL. 32m）には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定する緊急時対策所エリアモニタ，加圧判断に使用する可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備を保管する。

緊急時対策所（EL. 32m）には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，以下の重大事故等

対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所

(EL. 32m) において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所 (EL. 32m) の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所 (EL. 32m) で表示できるよう、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を設置又は保管する。

安全パラメータ表示システムについては、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

緊急時対策所 (EL. 32m) には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所 (EL. 32m) から中央制御室、屋内外の作業場所、原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所 (EL. 32m) の通信連絡設備として、緊急時用携帯型通話設備、衛星電話設備、無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所 (EL. 32m) は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を使用する。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所 (EL. 32m) に給電するために必要な容量を有するものを、1台故障による機能喪失の防止と無給油時間の余裕確保のため2台を1セットとし、予備も含めて3セット保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、軽油タンクより、ミニローリーを用いて、燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所 (EL. 32m) の緊急時対策所遮へいは、「チ(1)(iii)遮蔽設備」にて記載する。

緊急時対策所 (EL. 32m) の緊急時対策所換気設備は、「チ(1)(iv)換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ(1)(i)放射線監視設備」にて記載する。

可搬型モニタ，可搬型代替モニタ及び可搬型気象観測設備は、「チ(2)屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

緊急時対策所 (EL. 32m) の通信連絡設備は、「(3)(vii)通信連絡設備」にて記載する。

非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置，軽油タンク及びミニローリーは、「(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所情報収集設備

安全パラメータ表示システム

(「計測制御系統施設」，「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用)

個 数 一 式

安全パラメータ表示システムは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタ (チ(2)と兼用)

個 数 5 (予備 1^{※1})

※1 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ，可搬型代替モニタ及び可搬型放射線計測器のうち電離箱サーベイメータと一部兼用

可搬型代替モニタ (チ(2)と兼用)

個 数 5 (予備 1^{※2})

※2 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ，可搬型モニタ及び可搬型放射線計測器のうち電離箱サーベイメータと一部兼用

可搬型気象観測設備 (チ(2)と兼用)

個 数 1 (予備 1)

SPDS 表示端末

(「計測制御系統施設」，「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用)

個 数 1 (予備 1)

酸素濃度計

個	数	1 (予備 1 ^{※3})
		※3 「中央制御室」の酸素濃度計と兼用
二酸化炭素濃度計		
個	数	1 (予備 1 ^{※4})
		※4 「中央制御室」の二酸化炭素濃度計と兼用
緊急時対策所用発電機		
台	数	2 (予備 4)
容	量	約 150kVA (1 台当たり)

SPDS 表示端末，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

国産 MOX 燃料の伊方 3 号炉への影響について

四国電力では、英国に保有するプルトニウムを用いたプルサーマル実施に向けて準備を進めているところであるが、MOX 既許可炉として、今後導入される国産 MOX 燃料の装荷による影響を確認した。

1. 炉心核特性への影響

炉心核特性への影響を検討するために、伊方 3 号炉の MOX 燃料炉心（55GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 117 体、MOX40 体装荷））において海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した平衡炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、海外 MOX 燃料を装荷する炉心と同じパターンでの炉心配置が可能であり、表 1 - 1 に示すとおり差異はほぼ見られず、取替炉心の安全性確認においても制限値に十分な余裕があることが確認された。

なお、国産 MOX 燃料を装荷することで、局所的な出力分布についてもわずかな影響が考えられるが軽微であり、国産 MOX 燃料を装荷した炉心も既許可の取替炉心のばらつきの範囲内であり、既許可の評価に影響を与えない。

表 1 - 1 取替炉心の安全性確認項目

項目	単位	安全解析使用値	国産MOX燃料を装荷した平衡炉心	(参考)海外MOX燃料を装荷した平衡炉心		
反応度停止余裕 (サイクル末期)	% Δk/k	≧1.8	2.50	2.48		
最大線出力密度*	kW/m	≦39.6	32.9	33.1		
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	≦55,000	53,800		
	MOX燃料	MWd/t	≦45,000	41,600		
F_{M}^{N}	—	≦1.52	1.46	1.45		
減速材温度係数	$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-78~+8	-67~-11.9	-66~-11.3		
ドップラ係数	$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-5.2~-1.8	-3.6~-2.6	-3.6~-2.6		
制御棒 落下時	落下制御棒価値	% Δk/k	≦0.25	0.18		
	$F_{\Delta\text{H}}^{\text{N}}$	—	≦1.84	1.70		
制御棒 飛び出し 時 F_0	サイクル初期	HZP	—	≦14	6.3	6.2
		HFP	—	≦5.0	2.1	2.1
	サイクル末期	HZP	—	≦26	14.7	14.3
		HFP	—	≦5.0	2.3	2.2
飛び出し 制御棒 価値	サイクル初期	HZP	% Δk/k	≦0.90	0.35	0.33
		HFP	% Δk/k	≦0.15	0.02	0.03
	サイクル末期	HZP	% Δk/k	≦1.0	0.61	0.59
		HFP	% Δk/k	≦0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率	$10^{-5}(\Delta k/k)/\text{s}$	≦86	48	49		

* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

注) HZP:高温零出力 HFP:高温全出力 MOX燃料:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

※回収ウランの影響が大きくなるように、ウラン同位体の組成を [] として評価

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

このとき、国産 MOX 燃料装荷炉心と海外 MOX 燃料装荷炉心の出力運転時の臨界ほう素濃度は、表 1 - 2 のとおりであり、海外 MOX 燃料と同様の炉心運用が可能であることを確認した。

表 1 - 2 出力運転時の臨界ほう素濃度の比較

時期	国産 MOX 燃料装荷炉心	海外 MOX 燃料装荷炉心
サイクル初期(0MWd/t)	1493	1528
サイクル初期(100MWd/t)	1085	1120
サイクル末期	55	87

2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較を図 2 - 1 に示す。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

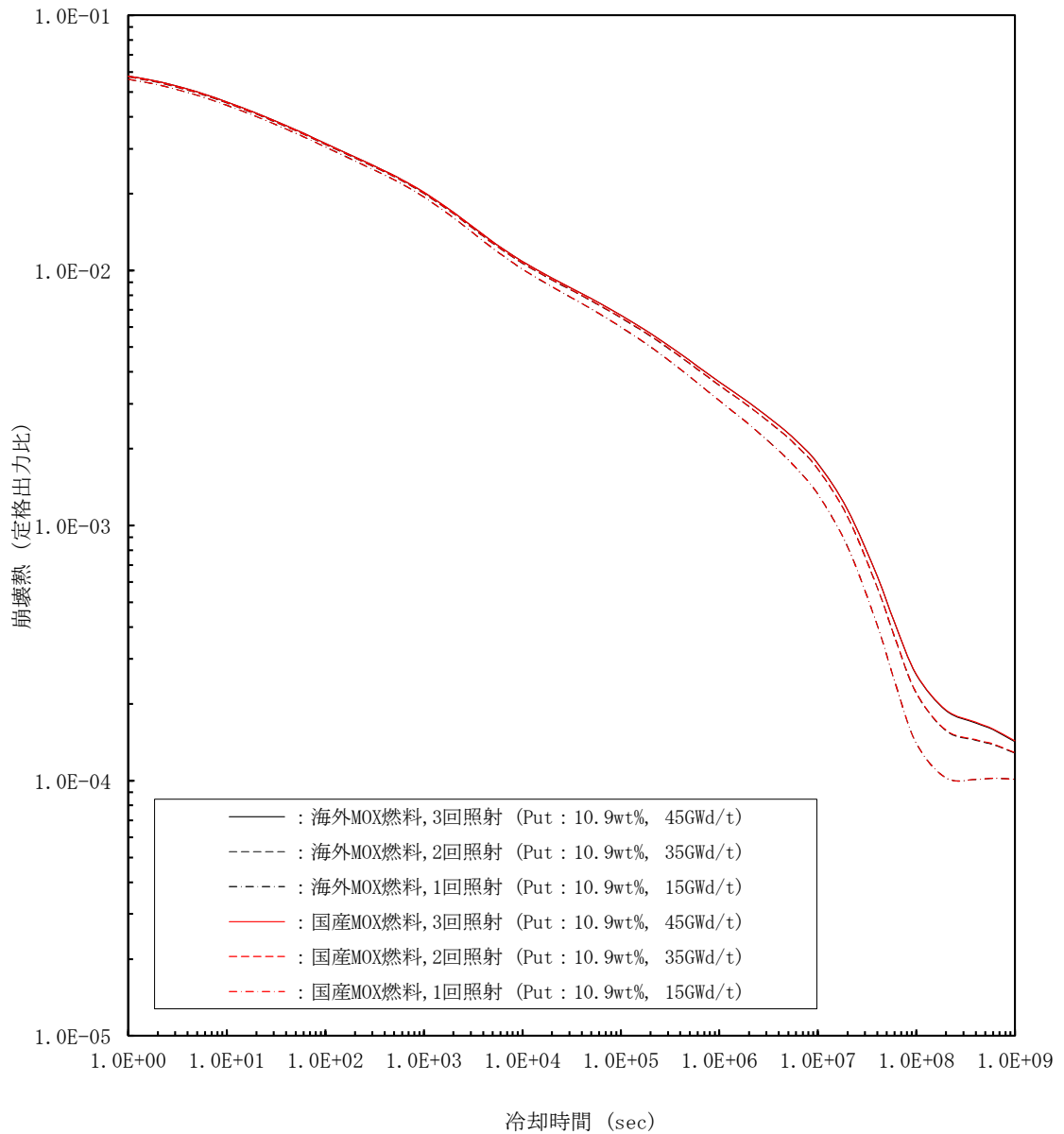
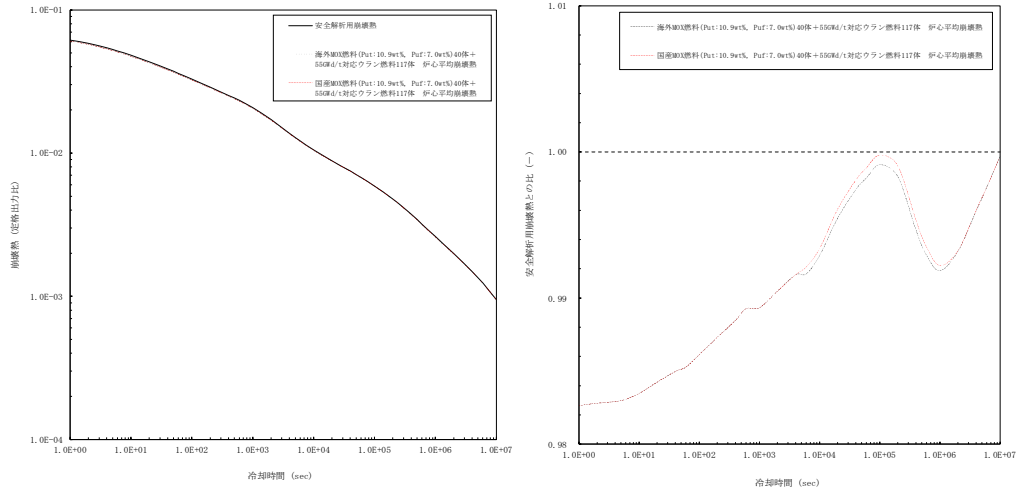


図 2 - 1 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

2. 1 炉心崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、図 2 - 2 に示すとおり国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)

(2) 安全解析用崩壊熱に対する
炉心平均崩壊熱の比

図 2 - 2 炉心平均崩壊熱

2. 2 使用済燃料ピット熱負荷への影響

使用済燃料ピット熱負荷値は、使用済燃料ピット重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規規制基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に使用済燃料ピットの貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの保守的な評価条件に対して、共用号炉の廃炉を考慮することにより、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認できる。

既許可の条件における評価結果と共用号炉の廃炉を考慮した条件における評価結果の比較を表 2 - 1 に示す。また、使用済燃料ピットの熱負荷表を表 2 - 2 に示す。

表 2 - 1 使用済燃料ピット熱負荷評価条件に、国産 MOX 燃料、55GWd/t ウラン燃料 (4.1wt%) と共用号炉の廃炉を考慮した場合の結果

	既許可の条件	国産 MOX 燃料、55GWd/t ウラン燃料 (4.1wt%) を装荷し共用号炉の廃炉を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料※ + 国産 MOX 燃料 ※55GWd/t ウラン燃料 (4.1wt%) を含む
燃焼度	均等 3 バッチ	同左
冷却期間	7.5 日	同左
貯蔵における主な想定	共用号炉：2 年冷却	共用号炉(廃炉)：8 年冷却*
	定検期間：30 日	同左
熱負荷の評価結果	11.715MW	11.520MW

*伊方 1、2 号炉における最終運転停止日（最終原子炉停止日）

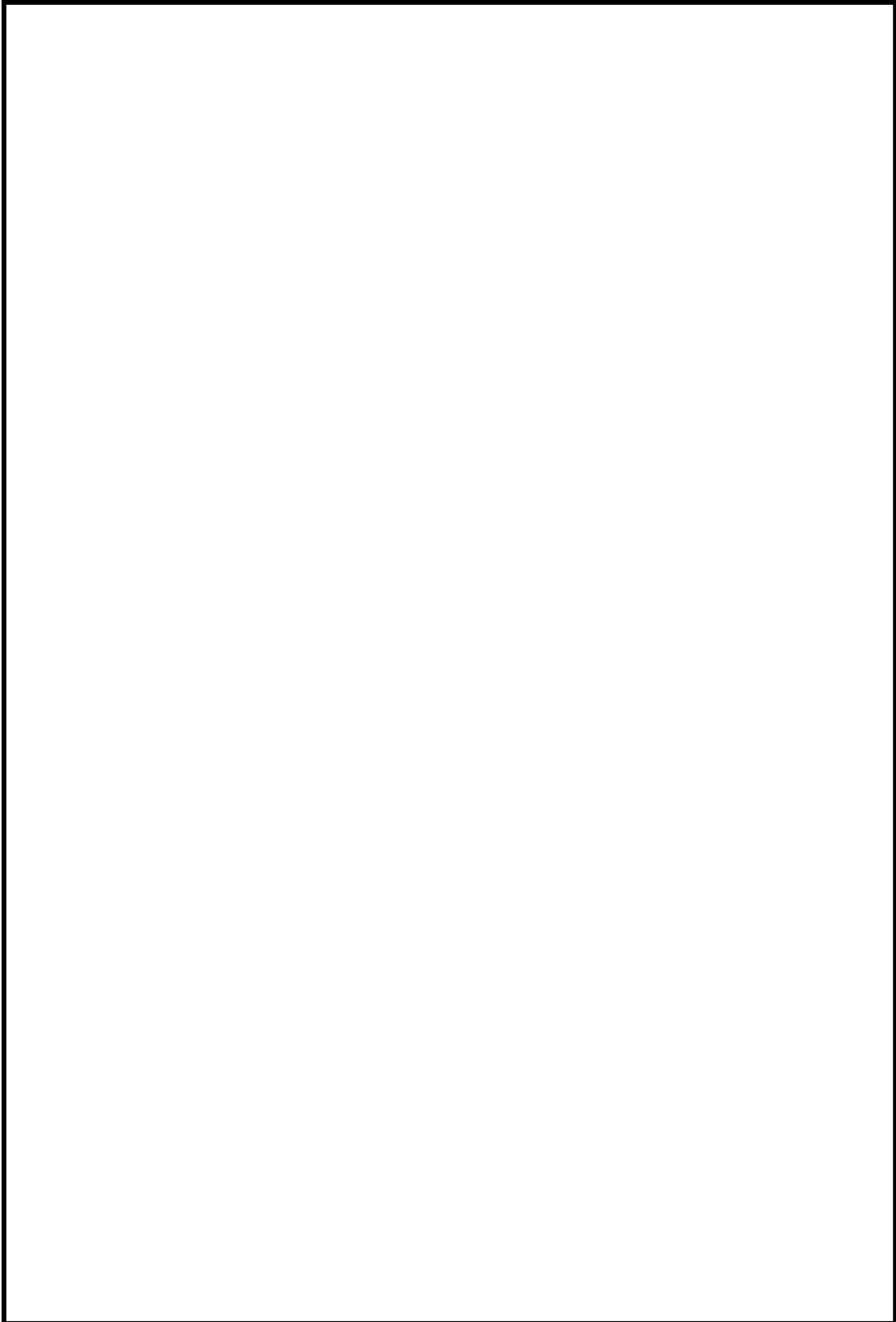
伊方 1 号炉：2011 年 9 月 4 日

伊方 2 号炉：2012 年 1 月 14 日

本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、11.715MW であり、共用号炉の廃炉を考慮することにより、既許可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認した。

表 2 - 2 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料の熱負荷表



本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

別添 2-3-6

3. 新燃料の燃料貯蔵、取扱時の線量への影響

国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギーγ線を発する ^{232}U が含まれるが、線量影響は通常ウランとほぼ変わらない程度である。一方、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した放射線管理・取扱装置の設計を行っている。国産 MOX 燃料の回収ウランによる線量影響は、MOX 燃料の線量と比較すると微々たるものである。

4. 燃料健全性への影響

“1. 炉心核特性への影響”と同様に、伊方 3 号炉の MOX 燃料装荷炉心の代表 Pu 組成平衡炉心に対して、海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した場合の燃料健全性への影響を確認する。

燃料中心温度については、表 4 - 1 に示すとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、海外 MOX 燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 4 - 1 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 (°C)	現行結果 (°C)	制限値 (°C)
MOX 燃料	41.1 (定格出力時)	約 1,200	1,710	1,710	<2,500
	59.1 (通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時)		2,190	2,190	

また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対して、国産 MOX 燃料を装荷した場合の影響を評価した結果、表 4 - 2 に示すとおりであり、国産 MOX 燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。

ここで被覆管応力の評価にあたっては、燃料棒内外圧差、ペレットの熱膨張により変形することで被覆管に接触することによる圧力や水力振動等による応力を合算したもので、被覆管の許容値と応力を比較することで、健全性を確認している。

被覆管に発生する応力の要因のうち、特にペレットの熱膨張により変形することで被覆管に接触することによる圧力が被覆管応力評価の支配的な要因となっており、ペレットと被覆管との間のギャップが閉じて接触するタイミングにおいてペレットの持つ反応度が大きいと、被覆管応力は厳しくなる傾向にある。

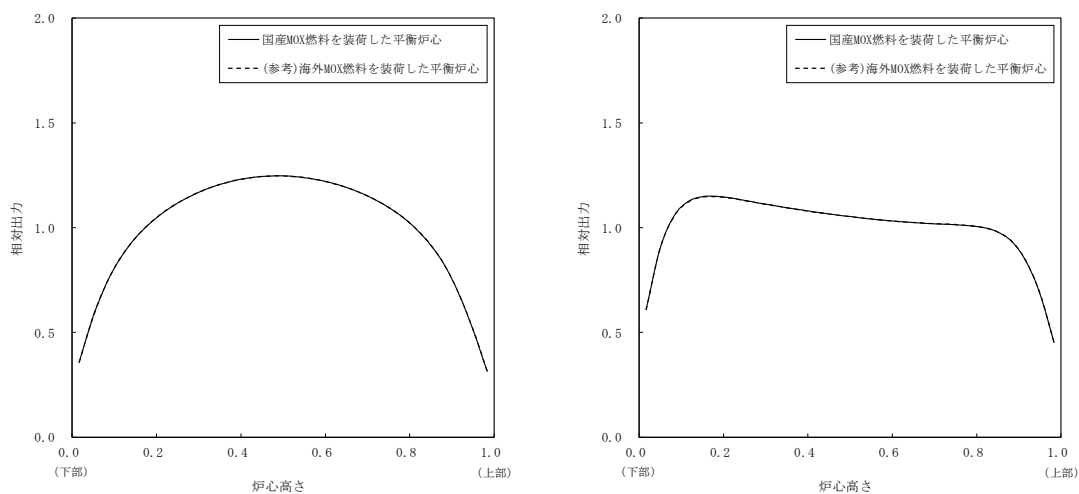
国産 MOX 燃料では回収ウランが含まれるため反応度が小さくなることにより、燃料棒出力が若干変化し、被覆管応力の評価値は現行結果に比べて小さくなった。

表 4 - 2 燃料中心温度以外の燃料健全性評価

	影響評価 [※]	現行結果 [※]	制限値 [※]
燃料棒内圧	0.83	0.83	<1
被覆管応力	0.83	0.84	<1
被覆管引張歪	0.42	0.42	<1
被覆管累積疲労	0.14	0.16	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を 1 とする。

さらに、図 4 - 1 のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小 DNBR 評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期

(2) サイクル末期

図 4 - 1 軸方向出力分布

関係条文	○
関係しない条文	×

条文	条文との関係	該当条項	確認結果
第1条 適用範囲	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第2条 定義	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第3条 設計基準対象施設の地盤	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第4条 地震による損傷の防止	○	第5項に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外MOX燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。ここで、燃料体の耐震要求としては、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第1項：地震力に十分耐えることが求められるが、第5項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1次応力、2次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第1項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第1項（1次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第5項の評価に包絡される。別添3-3-7に示す通り、国産MOX燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。</p> <p>なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産MOX導入による影響を受けるものではない。</p>
第5条 津波による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第8条 火災による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第9条 溢水による損傷の防止等	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第10条 誤操作の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第11条 安全避難通路等	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第12条 安全施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	○	第1項第1号及び第2号に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添3-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p> <p><1次冷却材の放射能> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(0.24mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添3-3-2ページに示すとおり数十ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回することは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第15条	炉心等	○	第1項、第2項、第5項及び第6項1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p> <p><燃料健全性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添3-3-7に示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。</p>
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	第1項2号、3号、4号、第2項1号八、第2項2号イ、ロに該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、他号炉から運搬し貯蔵する（以下「号機間輸送」という）燃料の冷却期間を7年としても使用済燃料ピットの水温上昇は軽微であり、基準水温を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることに変わりないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p> <p><乾式キャスクの遮蔽性等> 乾式キャスクはMOX燃料を貯蔵対象外として設置変更許可を取得していることから、国産MOX燃料導入による条文影響なし。 なお、兼用キャスクである乾式キャスクは、設置許可本文における「使用済燃料乾式貯蔵容器」を指し、別添3-2-47に記載している「使用済燃料輸送容器」とは異なるものである。</p>
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第18条	蒸気タービン	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第19条	非常用炉心冷却設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第21条	残留熱を除去することができる設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添3-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第23条	計測制御系統施設	○	第1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。</p>

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第24条	安全保護回路	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	○	第2項の第2号～第5号、第3項に該当	(結論) 本文記載内容に変更はない。 (説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。
第26条	原子炉制御室等	○	第3項2号に該当	(結論) 本文記載内容に変更はない。 (説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <1次冷却材の放射能> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量(希ガス、よう素)は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添3-3-2に示すとおり数十ppm変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が30日間で100mSvという判断基準値を満足する。
第27条	放射性廃棄物の処理施設	○	第1号に該当	(結論) 設計方針に変更はない。 (説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <1次冷却材の放射能> 平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。 ここで、国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量(希ガス、よう素)及び線量評価結果(7.8μSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産MOX燃料導入によるほう素濃度の差は別添3-3-2ページに示すとおり数十ppm変動する程度であり、ほう素濃度調整のために1次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50μSv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。
第28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	○	第1項第1号に該当	(結論) 本文記載内容に変更はない。 (説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウラン(特にU232)が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 (2号の要求については、設計基準事故時に使用済燃料ピットエリアでの現場作業がないため、対象外。)
第31条	監視設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第32条	原子炉格納施設	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第33条	保安電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第34条	緊急時対策所	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第35条	通信連絡設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第36条	補助ボイラー	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	第1項から第4項に該当	<p>(結論) 設計方針の変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心崩壊熱> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチノイド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添3-3-4に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p> <p><使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添3-3-5に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷12.464MWを超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。</p> <p><炉心内蓄積量> 環境への影響を評価するものとして、Cs-137の放出放射能評価結果が本文に記載されている。 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載されるCs-137放出量（事故発生後から7日間で約4.5TBq、100日後までで4.8TBq）は、国産MOX燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137放出量の判断基準値（100TBq）を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。</p>
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第39条	地震による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第40条	津波による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第41条	火災による損傷の防止	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第42条	特定重大事故等対処施設	○		別資料に記載する。
第43条	重大事故等対処設備	○	第1項第6号、第3項第4号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（ ）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。</p>
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。</p> <p><炉心核特性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添3-3-1に示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。</p>
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	第1項及び第2項に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <未臨界性> 国産MOX燃料は海外MOX燃料と比較して反応度が小さいため、国産MOX燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。 <使用済燃料ピット熱負荷> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添3-3-5に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。 <使用済燃料ピット遮蔽性> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。</p>
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第57条	電源設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第58条	計装設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	○		<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第60条	監視測定設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。
第61条	緊急時対策所	○	第1項第1号に該当	<p>(結論) 本文記載内容に変更はない。</p> <p>(説明) 国産MOX導入による影響について以下の通り確認を行っている。 <炉心内蓄積量> 国産MOX燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、Uの同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvという判断基準値を満足する。</p>
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×		国産MOX燃料導入による条文影響なし。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

条文要求と設置許可本文記載事項について

前ページで該当条項と整理した条文に対して、許可本文の関係個所を抜粋した。そのうえで、国産 MOX 燃料の影響がある可能性がある記載に対しては下線を引いている。

また、国産 MOX による影響確認結果については、【国産 MOX 燃料による影響】において整理している。

第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(i) 設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- a. 耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

- c. Sクラスの施設（e.に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備

(以下「津波防護施設」という。)、浸水防止機能を有する設備(以下「浸水防止設備」という。))及び敷地における津波監視機能を有する施設(以下「津波監視設備」という。))を除く。)、Bクラス及びCクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係数 C_i に、それぞれ3.0、1.5及び1.0を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ3.6、1.8及び1.2を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えられるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設(e.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。))については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

- d. Sクラスの施設(e.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。))は、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね

弾性状態に留まるように設計する。

なお、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動の応答スペクトルを第5.1図～第5.3図に、時刻歴波形を第5.4図～第5.8図に示す。解放基盤表面は、3号炉及び4号炉の地質調査の結果から、 0.7km/s 以上のS波速度(1.35km/s)を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置のEL. -15.0mとする。

また、弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値に余裕を持たせ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.6を乗じて設定する。

なお、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

- e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。
- f. 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。
- g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、海外 MOX 燃料と比べると反応度が若干低下するため、燃料出力に影響し、ペレットの温度が若干変化することで熱膨張により被覆管に与える応力が影響を受ける。

ここで、燃料体の耐震要求としては、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の他に第 1 項：地震力に十分耐えることが求められるが、第 5 項の被覆管閉じ込め機能維持の評価は、1 次応力、2 次応力、基準地震動に対する地震時応力を重ね合わせ、第 1 項の判定基準と同じ被覆管耐力以下になっていることを確認しているものであることから、第 1 項（1 次応力に弾性限界地震動に応力を重ね合わせ）の評価は、第 5 項の評価に包絡される。別添 3-3-7 に示す通り、国産 MOX 燃料を装荷した場合においても、応力評価結果が基準値を満足していることを確認している。

なお、制御棒の挿入性に関しては、集合体及び制御棒の機械設計に変更はないことから、国産 MOX 導入による影響を受けるものではない。

第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

【本文記載】

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

イ. 運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (c) 制御棒の落下及び不整合
 - (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - (c) 外部電源喪失
 - (d) 主給水流量喪失
 - (e) 蒸気負荷の異常な増加
 - (f) 2次冷却系の異常な減圧
 - (g) 蒸気発生器への過剰給水
- c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (a) 負荷の喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比(以下「最小 DNBR」という。)が許容限界値以上であること。
- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.1 倍の圧力 18.88MPa[gage]以下であること。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS-1

- (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)
- (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁(開機能)
- (d) 原子炉停止後の除熱機能
補助給水系
主蒸気安全弁
- (e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
安全保護系
- (f) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. MS-3

- (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値(3,423MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差(定格値の±2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値

(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBR の評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確かさを統計的に考慮する因子 (DNBR 乗数) に含まれており、初期値として定格値を用いる。

- b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高(高設定)

118%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5 秒)

出力領域中性子束高(低設定)

35%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5 秒)

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数(第 10.1 図参照)

(応答時間 6.0 秒)

過大出力 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数(第 10.1 図参照)

(応答時間 6.0 秒)

原子炉圧力高

16.61MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

原子炉圧力低

12.73MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

1次冷却材流量低

87%(定格流量に対して)(応答時間 1.0 秒)

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%(定格値に対して)(応答時間 1.5 秒)

蒸気発生器水位低

狭域水位検出器下端水位(応答時間 2.0 秒)

タービントリップ

— (応答時間 1.0 秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

- (a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低

12.04MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0.048MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.205MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第 10.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 落下までの時間を 2.2 秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.51(\Delta K / K) / (g / cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 10.3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 291.7°C とする。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。

(c) 反応度添加率は $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K / K) / s$ とする。

- (d) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は 0.75% を使用する。
- (e) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。
- (f) 減速材温度係数は $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ\text{C}$ とする。
- (g) 原子炉は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。
- (h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (a) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta K / K) / (\text{g} / \text{cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / \text{s}$ とする。
- (d) 原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- (e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。
- c. 制御棒の落下及び不整合
 発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。
- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta K / K) / (\text{g} / \text{cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 添加反応度は $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$ とし、瞬時に加わるものとする。
- (d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピー上昇熱水路係数 (F_{NH}) とし、1.87 を使用する。
- (f) 制御棒クラスタの不整合は、制御棒クラスタのバンク D が挿入限界に位置し、うち 1 本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

- d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- 発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により 1 次冷却材中に純水が注入され、1 次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。
- d-1 プラント起動時の異常な希釈
- (a) 1 次冷却材の体積は、加圧器等を除いた 1 次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量(82m³/h)とする。
- (c) 1 次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水(ほう素濃度 3,100ppm)で満たされているものとする。
- (d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。
- d-2 出力運転時の異常な希釈
- (a) 1 次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- (b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ 3 台運転時の全容量(57m³/h)とする。
- (c) 初期ほう素濃度は 2,100ppm とする。
- (d) 反応度停止余裕は 0.016△K/K とする。
- (iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
- 発電用原子炉の出力運転中に、1 次冷却材を駆動する 1 次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。
- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 原子炉の自動停止は、「1 次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (d) 1 次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する 1 次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg・m² を使用する。
- (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- 1 次冷却材ポンプ 1 台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (a) 初期原子炉出力は 1 ループ停止時の最大運転出力である 70%とする。

また、1次冷却材平均温度の初期値は70%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

- (b) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。
 - (c) 減速材密度係数は $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。
 - (d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
 - (f) 停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。
 - (g) 燃料中心温度の評価では、初期値はDNBRの評価を用いた値に定格誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。
- c. 外部電源喪失
- 発電用原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。
- (a) 「イ(2)(iii)d.主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ii)b.原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。
- d. 主給水流量喪失
- 発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。
- (a) 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。
 - (b) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。
 - (c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。
 - (d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて $125m^3/h$ の流量で給水するものとする。
タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
 - (e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。
 - (f) 以下の2ケースに分けて解析する。
 - (f-1) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

- (f-2) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。
- e. 蒸気負荷の異常な増加
 発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。
- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 以下の4ケースに分けて解析する。
 ケースA：手動運転、サイクル初期
 ケースB：手動運転、サイクル末期
 ケースC：自動運転、サイクル初期
 ケースD：自動運転、サイクル末期
- (c) 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。
- (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (e) 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が 10%急増するものとする。
- f. 2次冷却系の異常な減圧
 発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。
- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラストは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.016\Delta K/K$ とする。 1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。
- (b) 解析はサイクル末期について行う。
減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。
- (c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 291.7℃及び 15.41MPa[gage]とする。
- (d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。
 蒸気の放出量は、8.17MPa[gage]にて 440t/h とする。
- (e) 1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度 3,100ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
- (g) 外部電源はあるものとする。
- (h) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (i) DNBR の計算には、W-3 相関式を使用する。

g. 蒸気発生器への過剰給水

発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 主給水制御弁が 1 個全開し、蒸気発生器 1 基に定格流量の 230% で給水されるものとする。
- (d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

a. 負荷の喪失

発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は、DNBR の評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の 102% とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。
- (d) 以下の 2 ケースに分けて解析する。

- (d-1) DNBR 評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。
 - (d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
 - b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - 発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。
 - (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
 - (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。
 - (c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
 - (d) 1次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の 120% とする。
 - (e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。
 - (f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。
 - c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
 - 発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。
 - (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
 - (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。
 - (c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
 - (d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
 - (e) 原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 3,100ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
 - (f) 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。
- (3) 評価結果
- 判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。
- a. 最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」において約 1.29 であり、許容限界値である 1.17 を下回ることはない。
 - b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料は約 2,300°C、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約 2,280°C であり、それぞれの解析上

の判断基準である二酸化ウラン燃料 2,590°C、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 2,500°Cを下回っている。

- c. 燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約 367kJ/kg であり、燃料の許容限界値である 712kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE 評価指針」という。）に示す 170cal/g に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることはない。

また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（以下「RIE 報告書」という。）に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ. 設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - (a) 原子炉冷却材喪失
 - (b) 原子炉冷却材流量の喪失
 - (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - (d) 主給水管破断
 - (e) 主蒸気管破断
- b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - (a) 制御棒飛び出し
- c. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (b) 蒸気発生器伝熱管破損
 - (c) 燃料集合体の落下
 - (d) 原子炉冷却材喪失
 - (e) 制御棒飛び出し
- d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材喪失
 - (b) 可燃性ガスの発生

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下

のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.392MPa[gage]以下であること。
- e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS-1

- (a) 原子炉の緊急停止機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)
- (b) 未臨界維持機能
制御棒クラスタ及び制御棒駆動系
非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
加圧器安全弁(開機能)
- (d) 原子炉停止後の除熱機能
補助給水系
主蒸気安全弁
主蒸気隔離弁
主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)
- (e) 炉心冷却機能
非常用炉心冷却系
- (f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
原子炉格納容器
アニュラス
原子炉格納容器隔離弁
原子炉格納容器スプレイ系
アニュラス空気浄化系
安全補機室空気浄化系
- (g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

- (h) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. MS-2

- (a) 放射性物質放出の防止機能
放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
- (b) 異常状態の緩和機能
加圧器逃がし弁(手動開閉機能)

c. MS-3

- (a) タービントリップ機能
タービントリップ

(2) 解析条件

- (i) 主要な解析条件
イ(2)(i)と同様である。
- (ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

- (a) 配管の破断は、低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)に起こるものとする。破断規模は、1次冷却材管(内径約 0.70m、肉厚約 69mm のステンレス鋼)の断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0~0.4までの範囲について検討する。
- (b) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 41.5kW/m の 102%とする。
- (c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量

26.9m³ (1基当たり)

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 34秒

非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

- (d) 単一故障として、低圧注入系 1 系列の不作動を仮定する。
また、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。
- (e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。
- (f) 再冠水解析においては、1 次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- (g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- (h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102% で長時間運転されてきたものとし、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。
- (i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。
- (j) 原子炉容器頂部の初期の 1 次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- (k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は 0% 及び 10% とする。

a-2 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

- (a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。
- (b) 単一故障として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。
- (c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは 27 秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

発電用原子炉の出力運転中に 1 次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

- (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
 - (d) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。
 - (e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- 発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。
- (a) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
 - (b) 減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
 - (c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
 - (d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不動作とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。
- d. 主給水管破断
- 発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。
- (a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とする。
 - (b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
 - (c) 主給水管 1 本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算には Moody のモデルを使用するものとする。
 - (d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。
 - (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
 - (f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
 - (g) 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器 3 基に、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
 - (h) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- e. 主蒸気管破断
- 発電用原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により 1次冷却

材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.016\Delta K/K$ とする。 1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。
 - (b) 解析はサイクル末期について行う。
減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。
 - (c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 291.7°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。
 - (d) 主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の 2 ケースについて解析する。
 - ケース A 外部電源あり
 - ケース B 外部電源なし
 - (e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。
 - (f) 1 台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクのほう素濃度 $3,100\text{ppm}$ のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。
ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。
 - (g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
 - (h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。
 - (i) DNBR の計算には、W-3 相関式を使用する。
 - (j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
- a. 制御棒飛び出し
発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にある時に、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。
 - (a) 以下の 4 ケースについて実施する。
 - サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

- (b) 高温全出力のケースでは、
- (b-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の102%及び309.3℃とする。なお、DNBR評価の場合には初期値は定格値とする。
- (b-2) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR評価の場合には定格値とする。
- (b-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- (b-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。
- (c) 高温零出力のケースでは、
- (c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の10⁻⁹及び293.9℃とする。
- (c-2) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。
- (c-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- (c-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。
- (d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。
- (e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力 0.12% $\Delta K/K$

サイクル末期高温全出力 0.18% $\Delta K/K$

サイクル初期高温零出力 0.66% $\Delta K/K$

サイクル末期高温零出力 0.87% $\Delta K/K$

- (f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は以下の値を使用する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合

サイクル初期 0.47%

サイクル末期 0.41%

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合

サイクル初期 0.52%

サイクル末期 0.44%

(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelter の式

(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式

(h-3) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力 7.0

サイクル末期高温全出力 6.8

サイクル初期高温零出力 15

サイクル末期高温零出力 25

(k) 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及び PCMI 破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(k-1) 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが 272kJ/kg （「RIE 評価指針」に示す 65cal/g に相当。）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

(k-2) PCMI 破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された PCMI 破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI 破損が生じるものとする。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

(b) 1 次冷却材中の希ガス濃度は 1 %の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

(c) 原子炉停止に伴い、1 次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク 1 基に 1 日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

(d) 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパーズラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

(e) 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。

(f) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1981 年 1 月から 1981 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2 次冷却系を介して 1 次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1 事故経過の解析

(a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(b) 1 基の蒸気発生器の伝熱管の 1 本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t/h とした 1 次冷却系と 2 次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

(c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

- (d) 高圧注入ポンプ 2 台が作動するものとする。
また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台が作動するものとする。
- (e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。
- (f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。
- (g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。
 - (g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後 10 分）。
 - (g-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップ 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。
 - (g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。
 - (g-4) 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。1 次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。
 - (g-5) 加圧器逃がし弁の閉止後、1 次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1 次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。
- (h) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

- (a) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1/3 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- (b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 51 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は 90 t とする。また、流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は 40 t とする。
- (c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射線源として、以下の 2 通りを仮定する。
 - (c-1) 燃料被覆管欠陥率 1 % を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する

核分裂生成物のよう素約 $9.2 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $4.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

- (c-2) (c-1) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.5 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $4.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

追加放出量は、事故発生後の 1 次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、 $1.23 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

- (d) この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- (e) 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- (f) 2 次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- (g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。
- (h) 破損側蒸気発生器隔離後も、2 次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は 2 次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

- (i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表から放出されると仮定し、現地における 1981 年 1 月から 1981 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の燃料棒の被覆管が破損するものとする。
- (b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の 102% で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体 (運転時間 30,000 時間) のものとする。
- (c) 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この

時点で落下事故が生じるものとする。

- (d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- (e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。
- (f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。
- (g) 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。
- (h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1981 年 1 月から 1981 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1 / 3 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- (b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	1 %
よう素	0.5 %
- (c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は 4 % とし、残りの 96 % は無機よう素の形態をとるものとする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50 % が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率、等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は 6 分とする。

- (f) 単一故障として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断の

ケースも考慮する。

- (g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。
- (h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (i) 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は2分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。
- (l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。
- (m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、 $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のような素が無機よう素として溶解しているものとする。
- (o) 再循環水体積は $1,600 \text{ m}^3$ とする。
- (p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。
- (q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%とする。
- (r) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件にしたがって評価する。
 - (r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
 - (r-2) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。

- (r-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
- (r-4) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー(MeV/dis)	エネルギー範囲(MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- (s) 事故の評価期間は 30 日間とする。
- (t) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。
- (u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 1981 年 1 月から 1981 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ(1)(i)b.(a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(iv)d. 原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。

- (a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii)a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 13%を使用する。
- (b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	0.33 %
よう素	0.165%

- (c) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後 30 分で起動する。
- (e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。
- | | |
|-------------|-----------|
| 事故後 24 時間まで | 0.127 %/d |
| その後 29 日間 | 0.0635%/d |
- (v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
- a. 原子炉冷却材喪失
- 「ロ (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に 1 次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。
- (a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。
- (b) 原子炉出力は定格出力の 102%とする。
- (c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。
- | | |
|------------------|-----------------------------|
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 | 26.9m ³ (1 基当たり) |
- また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。
- (d) 単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。
- また、外部電源の喪失により常用電源は全て喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。
- また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。
- (e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- (f) 再冠水解析においては、1 次冷却材ポンプはその特性に従って動く

ものとする。

- (g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANS5.1の与える値に1.2を乗じたものを使用する。また、アクチニドの崩壊熱を考慮する。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

- (a) 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- (b) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。
- (c) 事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ (2) (ii) a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- (d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、全て炉心部に存在するものとする。
- (e) 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合(G値)は0.5分子/100eVとする。
- (f) 単一故障として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

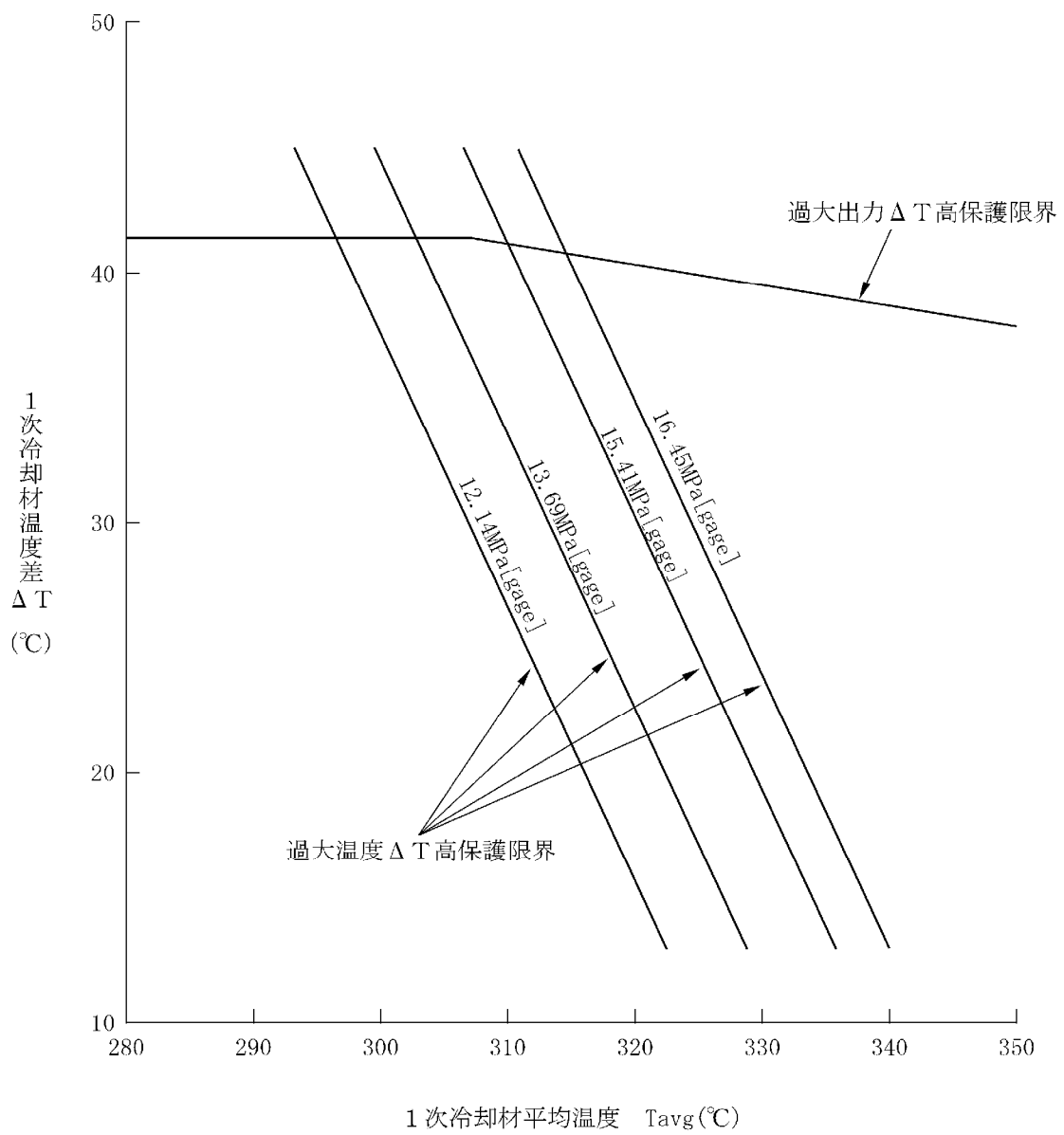
(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

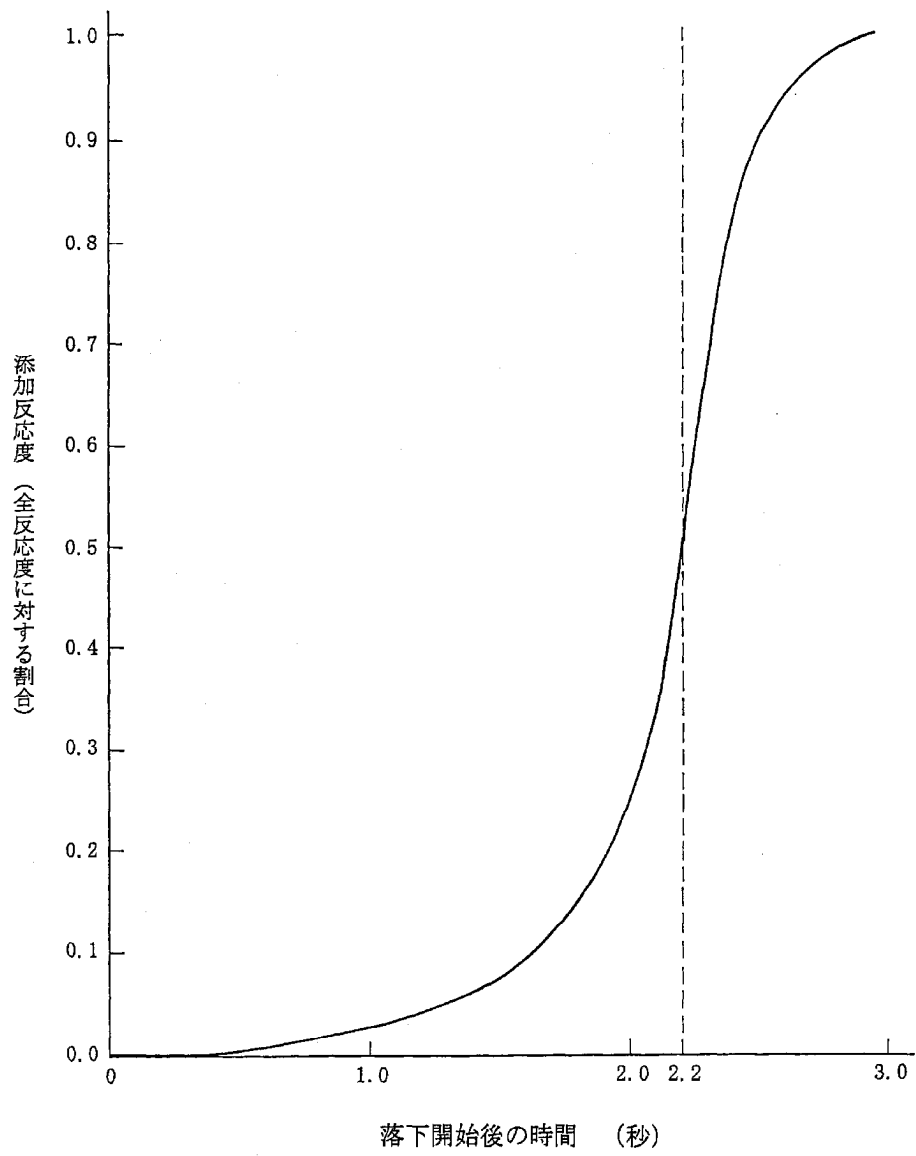
- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。
- (a) 燃料被覆管温度の最高値はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約1,006℃であり、制限値の1,200℃を下回る。
- (b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で燃料被覆管厚さの約1%であり、酸化反応

が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

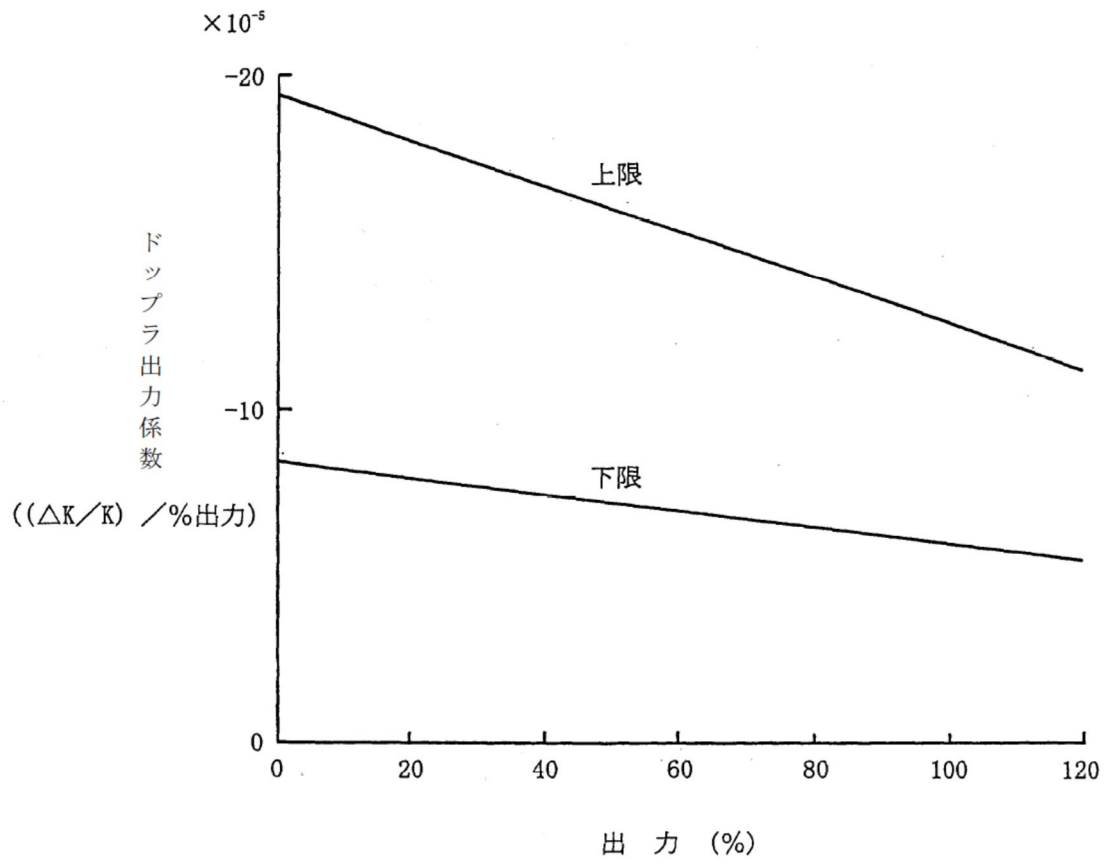
- (c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。
 - (d) 再冠水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。
- b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において二酸化ウラン燃料は約 352kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約 352 kJ/kg であり、制限値（「RIE 評価指針」に示す 230cal/g に相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の 833kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の 770kJ/kg をそれぞれ下回っている。
- また、RIE 報告書に示される PCMI 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。
 - d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 0.320MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.392MPa[gage]を下回っている。この時の原子炉格納容器内温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 3.5%であり、可燃限界である 4%を下回っている。
 - e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 0.24mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



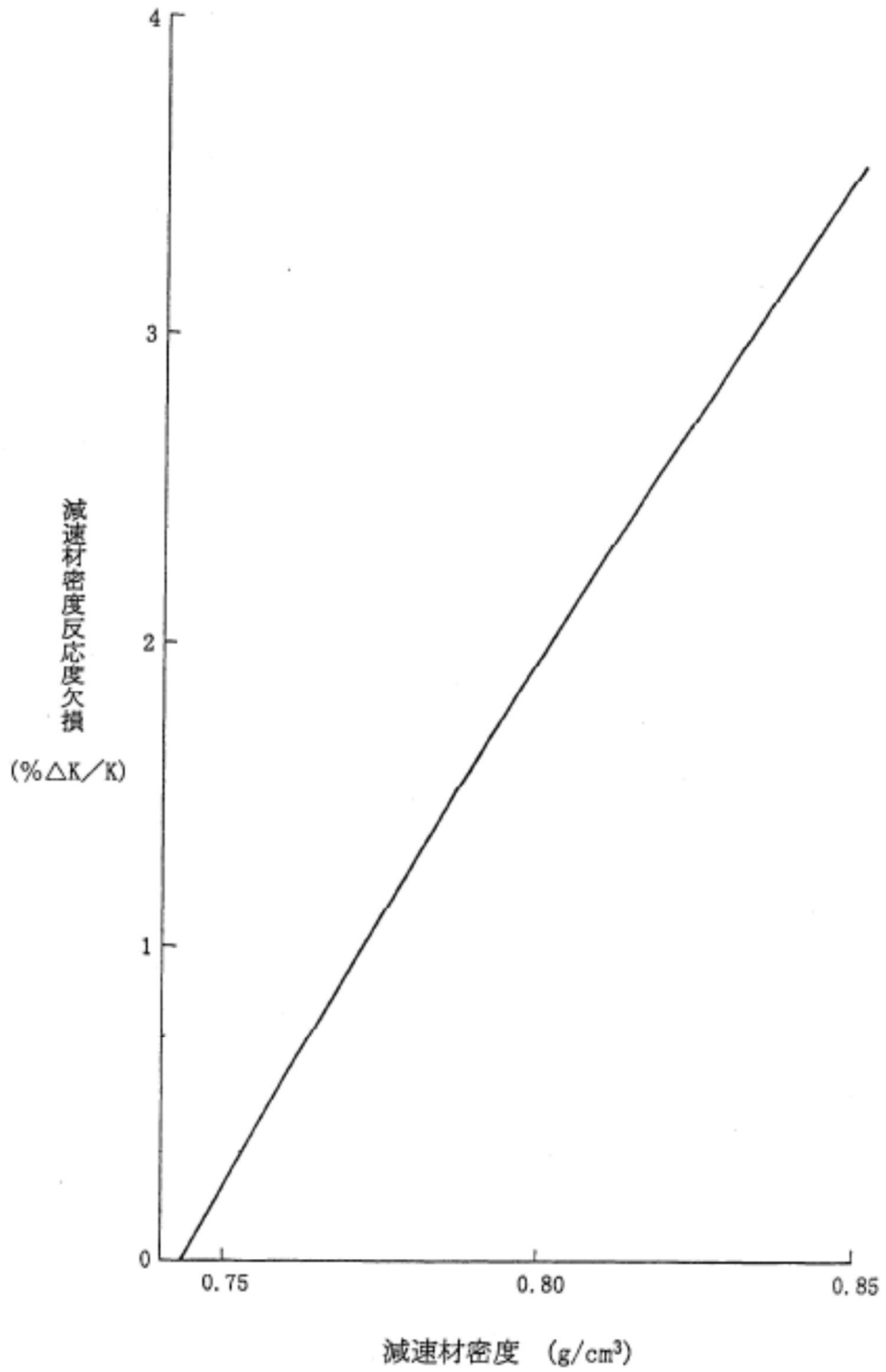
第 10.1 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



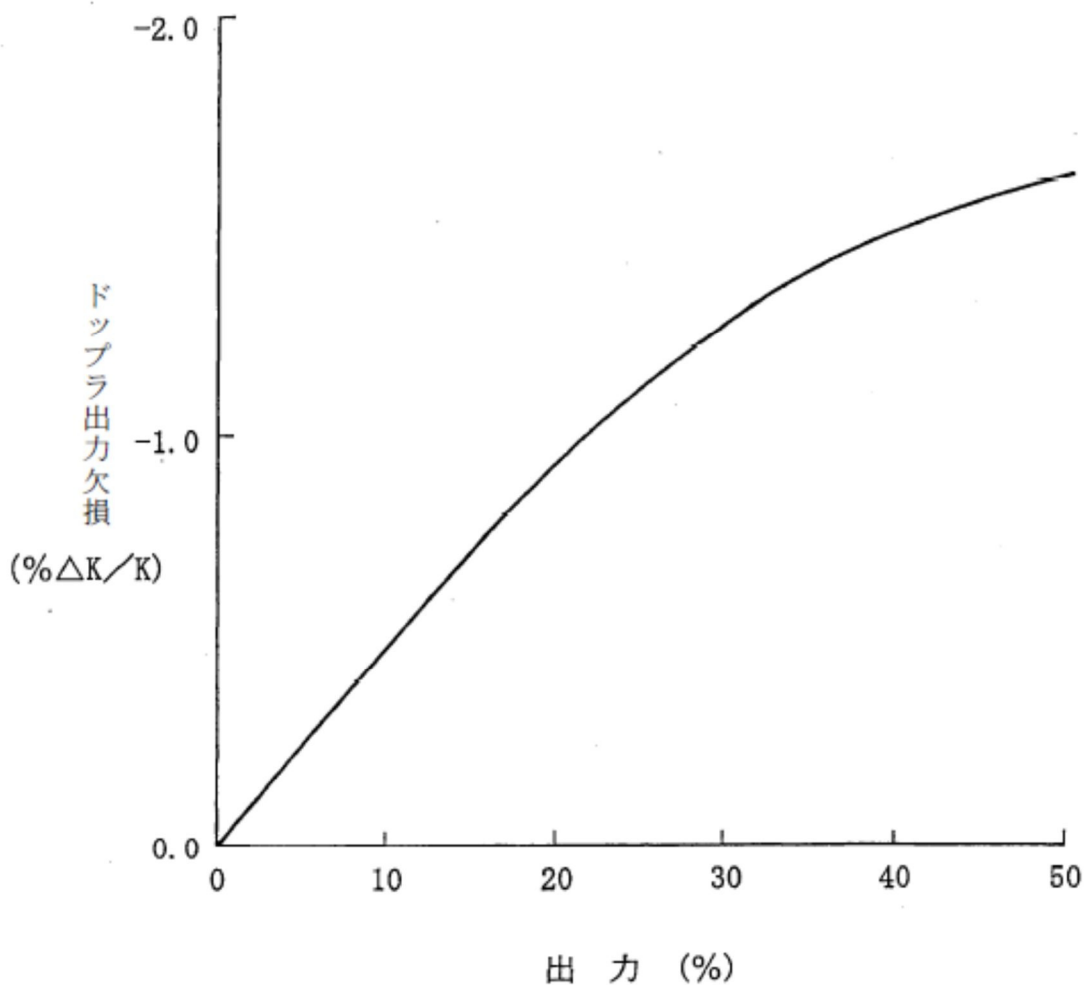
第 10.2 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.5 図 解析に使用したドップラ出力欠損

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 3-3-4 に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれること

で、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(0.24mSv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 3-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響も小さい。そのため、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量の判断基準(5mSv)を下回ることは明らかであり、本文に記載されている「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」という方針に変更がないことを確認した。

第十五条 炉心等

- 1 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。
- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
- 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。
- 6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

(1) 発電用原子炉の炉心

(i) 構造

- a. 炉心は、多数の燃料集合体をほぼ円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シムブルに挿入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する。

1次冷却材であり、また、減速材、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。

- b. 燃料の取替は、炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。

c. 主要寸法

炉心等価直径 約3.4m

炉心有効高さ 約3.7m

(ii) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数 193

(うち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

集合体の体数 最大48)

炉心全ウラン量 約89t

炉心全ウラン・プルトニウム量 約89t

(iii) 主要な核的制限値

発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。

a. 反応度停止余裕

最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を持つ設計とする。

高温停止状態 0.016 Δ K/K

低温停止状態 0.010 Δ K/K

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00075 (Δ K/K) / s 以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度値

制御棒クラスタの最大反応度値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時 0.0018 Δ K/K

高温零出力時 0.0087 Δ K/K

d. 減速材温度係数及びドプラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドプラ係数は負になるように設計する。

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

a. 最小限界熱流束比 (最小DNBR) 1.80

b. 燃料棒最大線出力密度 43.1kW/m

(2) 燃料体

(i) 燃料材の種類

a. ウラン燃料集合体

二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む。)

ウラン235濃縮度

初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取替燃料		約4.1wt%～約3.4wt%
		(ガドリニア入り燃料については濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%)
ペレットの初期密度		理論密度の約95%

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率

取替燃料	集合体平均	約4.1wt%濃縮ウラン相当 ^(*)
		以下(約11wt%以下)
	ペレット最大	13wt%以下
		8wt%以下(核分裂性プルトニウム富化度)

$$\left[\begin{array}{l} \text{プルトニウム含有率} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \\ \text{核分裂性} \\ \text{プルトニウム富化度} = \frac{^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\% \\ \text{ただし、全Puには} ^{241}\text{Pu} \\ \text{から壊変して生じる} ^{241}\text{Am} \\ \text{を含む。} \end{array} \right]$$

プルトニウム組成比	原子炉級
ウラン235濃度	約0.2wt%～約0.4wt%
ペレットの初期密度	理論密度の約95%

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約

0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約9wt%となる。

(ii) 燃料被覆材の種類
ジルカロイ-4

(iii) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

b. 主要寸法

燃料棒外径	約9.5mm
被覆管厚さ	約0.6mm
燃料棒有効長さ	約3.7m

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンブル及び炉内計装用案内シンブルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンブルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、発電用原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13mm
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シンブル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンブル本数	1

(v) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

ウラン燃料	48,000MWd/t
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	45,000MWd/t

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

<燃料健全性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、燃料棒健全性評価の評価は、別添 3-3-7 に示すようにほとんど差がなく、各々制限値を満足し燃料の健全性を失うことがないことを確認した。

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
 - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。
- 4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。
 - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

二、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装

置（一部3号及び4号炉共用、既設）及び除染装置（3号及び4号炉共用、既設）で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵設備

a. 構造

新燃料貯蔵設備は、ウラン新燃料を新燃料ラックに挿入して貯蔵するものであり、燃料取扱棟内に設置する。

新燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約100%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）は、燃料体等をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、スプレィや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約870%相当分（3号及び4号炉共用、一部既設）とする。

(iii) 使用済燃料乾式貯蔵施設

a. 構造

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入する金属製の容器であり、容器本体、蓋部（二重）及びバスケット等で構成する。使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵架台を用いて基礎ボルトで使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎及び使用済燃料乾式貯蔵建屋上部構造物で構成される使用済燃料乾式貯蔵建屋は、使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵し、自然冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の建屋である。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へいすることができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、適切に放射性物質を閉じ込めることができ、閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等

について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約500%相当分（1号、2号、3号及び4号炉共用）とする。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）を設け、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）

台数	2
容量	約 690m ³ /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）

型式	横置U字管式
基数	2
伝熱容量	約 6.3MW（1基当たり）

B. 4号炉

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用）及び除染装置（4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用）で構成する。

新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料（1号炉及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを含む。）は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部1号、2号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

（結論）

本文記載内容に変更はない。

（説明）

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、他号炉から運搬し貯蔵する（以下「号機間輸送」という）燃料の冷却期間を7年としても使用済燃料ピットの水温上昇は軽微であり、基準水温を超えることはなく、十分な冷却能力を有する設計であることに変わりないことから、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<キャスクの遮蔽性等>

乾式キャスクは MOX 燃料を貯蔵対象外として設置変更許可を

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

取得していることから、国産 MOX 燃料導入による条文影響なし。なお、兼用キャスクである乾式キャスクは、設置許可本文における「使用済燃料乾式貯蔵容器」を指し、別添 3-2-47 に記載している「使用済燃料輸送容器」とは異なるものである。

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ホ．原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項

(ii) 余熱除去設備

原子炉停止時、原子炉圧力が低下した後の原子炉冷却のため、余熱除去設備を設ける。

a. 余熱除去ポンプ（ホ．(3) (ii) a. (b) 他と兼用）

台数	2
容量	約680m ³ /h（1台当たり）
揚程	約107m

b. 余熱除去冷却器（ホ．(3) (ii) b. (a) 他と兼用）

基数	2
----	---

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 3-3-4 に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第二十三条 計測制御系統施設

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。

【本文記載】

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計装

(ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設のプロセス計測制御のため、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量及び温度、蒸気発生器水位、制御棒クラスタ位置、反応度停止余裕等の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「十ハ 第10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「十ハ 第10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）を明確にする。

(5) その他の主要な事項

(i) 1次冷却材温度制御設備

1次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、1次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度を、負荷に比例するプログラム平均温度（基準値）に維持するように制御棒クラスタを操作して炉出力の増減を行う。

(ii) 加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴うその圧力変化を許容範囲内に制限する。圧力調整は、ヒータによる加熱、スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、各々の制限値を満足することを確認した。

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

- 2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。
 - 二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。
 - 四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第二号から第四号までの規定に適合すること。
- 3 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

【本文記載】

○ 2 項の要求について

(3) 制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに 1 次冷却材中のほう素濃度調整の 2 方式により行う。これらの制御方式に加えて、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、また、中性子束分布を平坦化するため、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

a. 制御棒クラスタ

(a) 個 数 53

炉心全体にわたって一様に分布配置する。

(b) 吸収材の種類

銀・インジウム・カドミウム

(c) 構 造

1 つの制御棒クラスタは、24 本の制御棒の上端をスパイダで固定し駆動軸に連結するもので、これを燃料集合体内の制御棒案内シンブルに挿入する。各制御棒は、中性子吸収材をステンレス鋼管に入れた構造とする。

b. ほう素濃度調整

1 次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のように速度の遅い反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度

サイクル初期 2,100ppm 以下

サイクル末期 約 10ppm

c. バーナブルポイズン

(a) バーナブルポイズン棒本数

初装荷炉心 1,830

取替炉心 1,830 以下

(b) 吸収材の種類

ほう素

(c) 構 造

バーナブルポイズンは、ほう素を耐食性の被覆管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入する構

造とする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒駆動装置

(a) 個 数 57

(b) 構 造

駆動装置は、ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ等で構成し、コイルとラッチ機構によって駆動軸を駆動並びに保持する構造とする。

(c) 取付箇所

原子炉容器ふた

(d) 駆動方式

通常運転時 ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時 重力による落下

(e) 挿入時間及び駆動速度

最大挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)

2.2秒

通常挿入・引抜最大速度 約114cm/min

b. ほう素濃度調整装置

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により、1次冷却材中のほう素濃度に応じフィードアンドブリード方式によって行う。

(iii) 反応度制御能力

a. 制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は、約 $0.03\Delta K/K$ とし、その場合の反応度制御能力は約 $0.05\Delta K/K$ とする。

(最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)

b. ほう素濃度調整 $0.17\Delta K/K$ 以上

(4) 非常用制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

制御棒クラスタによる原子炉停止が不可能な場合でも、化学体積制御設備の一部を使用することにより1次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、1次冷却材中のほう素濃度を高めて発電用原子炉を停止する。化学体積制御設備は1系統設ける。

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク

（「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

基 数 2
容 量 約 120m³（1 基当たり）

b. ほう酸ポンプ

（「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

台 数 2
容 量 約 17m³/h（1 台当たり）

c. 充てんポンプ（ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用）

台 数 3
容 量 約 45m³/h（1 台当たり）

(iii) 反応度制御能力

非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つ設計とする。

停止時実効増倍率 0.99以下
負の反応度添加速度 0.00017(ΔK/K)/min以上

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、反応度制御系及び原子炉停止系に関する制限値を満足することを確認した。

○ 3 項の要求について

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

(1) 一次冷却材設備

(i) 冷却材の種類

軽 水（ほう素含有）

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（1次冷却設備）は、4つの閉回路からなり、それぞれの回路には1次冷却材ポンプを有し、1次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器に入り、ここで2次冷却材と熱交換を行い再び発電用原子炉に還流する。

また、4回路のうちの1回路には1次冷却材圧力を制御するための加圧器を設ける。

1次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時等において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、1次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時等において原子炉停止系統の作動等とあいまって、想定される圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。

a. 蒸気発生器

（「1次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型 式	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
蒸気発生量	約 1,690t/h（1基当たり） （定格出力時）

寸 法 洞外径 上部 約4.5m
 下部 約3.4m
 全 高 約 21m
 伝熱管外径×厚さ 約 22mm × 約
 1.3mm

材 料 本 体 低合金鋼及び低合金鍛鋼
 伝熱管 ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型 式 漏えい制御軸封式たて置斜流型

台 数 4

容 量 約 20,100m³/h (1台あたり)

c. 1次冷却材管

内径×厚さ 約 0.70m×約 69mm、約 0.74m×約 73mm
 約 0.79m×約 78mm

材 料 ステンレス鋳鋼

d. 加 圧 器

型 式 たて置円筒上下半球鏡容器型

基 数 1

圧力制御方式 ヒータ、スプレイ及び逃がし弁

材 料

本 体 低合金鋼

肉 盛り ステンレス鋼

安 全 弁

(「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨
 界にするための設備」と兼用)

型 式 ばね式

個 数 3

容 量 約 190t/h (1個あたり)

吹出し場所 加圧器逃がしタンク

逃がし弁

(「一次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電
 用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを
 減圧するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨
 界にするための設備」と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 2

	容 量	約 95t/h (1 個当たり)
	吹出し場所	加圧器逃がしタンク
e.	漏えい監視設備	
	漏えい監視設備	一式

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 炉心核特性 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、想定する反応度に変更はないことを確認した。

第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ．計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

中央制御室（3号及び4号炉共用）は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測装置及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

1 次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉

施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮へいを設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の

対応状況等)を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1 次冷却材の放射能 >

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量(希ガス、よう素)は影響を受けるものの、ほう素濃度の差は、別添 3-3-2 に示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、遮蔽や換気設備の変更はなく、運転員の実効線量が 30 日間で 100mSv の判断基準値を満足する。

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(1) 気体廃棄物の廃棄施設（3号及び4号炉共用）

(i) 構造

気体廃棄物の主な発生源は、1次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物廃棄設備は、主として1次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等から構成し、排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒の排気口から放出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

活性炭式希ガスホールドアップ装置は、少なくとも、キセノンを45日間、クリプトンを61時間保持できる。

(iii) 排気口の位置

排気筒位置	原子炉格納施設上部
排気口地上高さ	約55m（標高約66m）

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系（3号及び4号炉共用）、廃液処理系（3号及び4号炉共用）及び洗浄排水処理系（1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）で構成する。

- a. ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔等で構成する。

本系統で処理後、回収したほう酸及び蒸留水は原則として再使用する。

b. 廃液処理系は、廃液貯蔵タンク、廃液蒸発装置、脱塩塔、廃液蒸留水タンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

c. 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク、洗浄排水処理装置、洗浄排水モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

これら液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、せきを設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

液体廃棄物処理設備の各タンク類の容量及び蒸発装置等の処理容量は、1次冷却材中のほう素濃度調整及び発電用原子炉の起動停止の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できるものとする。

蒸発装置、脱塩塔等の除染能力は、蒸留水等の所内再使用又は所外放出を可能とするのに十分な設計とする。

(iii) 排水口の位置

排水口は八田浦側にある復水器冷却水の放水口である。

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ. 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから発電所周辺の一般公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で遮へい設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による敷地等境界外の空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

ハ. 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $3.5 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号炉各炉）、 $2.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $1.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）並びに $2.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $1.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （4号炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $2.5 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号炉各炉）、 $2.6 \times$

$10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $4.3 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (3号炉) 並びに $2.7 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $4.3 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (4号炉) とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.6 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (1号及び2号炉各炉)、 $1.0 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (3号炉) 並びに $1.0 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (4号炉) とする。

(d) 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.9 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $8.5 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (1号及び2号炉各炉)、 $2.0 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $8.5 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (3号炉) 並びに $2.0 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$ 及び $8.4 \times 10^{-2}\text{MeV}/\text{dis}$ (4号炉) とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における1981年1月から1981年12月までの気象観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、3号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側7方位の敷地等境界外について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉それぞれ $3.7 \times 10^{10}\text{Bq}/\text{y}$ 、トリチウムは3号炉及び4号炉それぞれ $7.4 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $3.7 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中における放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量(補機冷却水を含む。)で除した放水口における濃度とする。

なお、年間復水器冷却水量(補機冷却水を含む。)は、3号炉及び4号炉それぞれ $2.06 \times 10^9\text{m}^3/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $9.41 \times 10^8\text{m}^3/\text{y}$ とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $5.4 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $5.4 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (4号炉)、I-133 について $7.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $6.4 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $6.4 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (4号炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131 について $2.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (4号炉)、I-133 について $4.6 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $3.2 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $3.2 \times 10^8 \text{Bq/y}$ (4号炉) とする。

(c) 原子炉補助建屋等の換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $8.3 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (4号炉)、I-133 について $1.5 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $1.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $1.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (4号炉) とする。

(d) 定期検査時のよう素 131

よう素の年間放出量は、I-131 について $2.8 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $3.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号炉) 及び $3.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (4号炉) とする。

b. 気象条件

ハ(1)(i)b.と同じとする。

c. 計算地点

吸入摂取による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、3号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側7方位の敷地等境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、3号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側7方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

(2) 線量の評価結果

敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質(よう素を除く。)に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量

は、それぞれ年間約 2.5 μ Sv、年間約 2.8 μ Sv 及び年間約 2.5 μ Sv となり、合計は年間約 7.8 μ Sv である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 μ Sv を下回る。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

< 1 次冷却材の放射能 >

平常時被ばくの評価は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価した年間の平均的な放出量を想定するものである。

ここで、国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、炉心のほう素濃度が変動し、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量（希ガス、よう素）及び線量評価結果(7.8 μ Sv)が変更となる可能性がある。しかしながら、国産 MOX 燃料導入によるほう素濃度の差は別添 3-3-2 ページに示すとおり数十 ppm 変動する程度であり、ほう素濃度調整のために 1 次冷却系から抽出される水量の変化は小さく、1 次冷却系に蓄積される放射性物質の量に対する影響は小さい。そのため、現状でも目標値に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、線量目標値(50 μ Sv)を満足することは明らかであり、本文に記載されている「発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低くする」の方針に変更がないことを確認した。

第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部3号及び4号炉共用、既設）及び除染装置（3号及び4号炉共用、既設）で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

【国産 MOX 燃料による影響】

（結論）

本文記載内容に変更はない。

（説明）

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<新燃料の燃料貯蔵・取扱時の線量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウラン（特に U232）が微量含まれることで、新燃料時点での放射線量が増加するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

【本文記載】

- 十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項
- ハ、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故
 - (2) 有効性評価
 - (i) 基本方針
 - a. 評価事象

本発電用原子炉施設において安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故等に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は設置許可基準規則等に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては確率論的リスク評価の知見を踏まえ、設置許可基準規則等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む。）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材配管の破断による、原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)の特徴を踏まえた確率論的リスク評価上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

- ・大破断 LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系統(以下「1次系」という。)の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

- ・中破断 LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

- (a-1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

- (a-2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプ軸封(以下「RCPシール」という。)部からの1次冷却材の流出(以下「RCPシールLOCA」という。)が発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

- (a-3) 原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

- (a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故

- (a-5) 原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

- (a-6) ECCS 注水機能喪失
中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故
- (a-7) ECCS 再循環機能喪失
大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- (a-8) 格納容器バイパス
インターフェイスシステム LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、発電用原子炉施設の特性を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。
 - (b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - (b-1-1) 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
 - (b-1-2) 格納容器過温破損
外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
 - (b-2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
 - (b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
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再循環機能が喪失する事故
 - (b-4) 水素燃焼
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
 - (b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）
本発電用原子炉施設においては、工学的に発生しない。
 - (b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用
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

- (c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、設置許可基準規則等で想定された以下の事故とする。

- (c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）

- (c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）

- (d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、運転停止中事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

- (d-1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故

- (d-2) 全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

- (d-3) 原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故

- (d-4) 反応度の誤投入

原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故

b. 評価項目

- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

- (a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の

最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

- (a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。
- (a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.392MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回ること。
- (a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 144℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
 - (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.392MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回ること。
 - (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。
 - (b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
 - (b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は 2.0MPa [gage]以下に低減されていること。
 - (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
 - (b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下であること。
 - (b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1) の要件を満足すること。
 - (b-8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

- (c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (c-2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- (c-3) 未臨界が維持されていること。
- (d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
 - (d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
 - (d-2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
 - (d-3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(ii) 解析条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目並びに運転員（当直員）及び重大事故等対策要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。なお、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、3号炉と4号炉で異なる解析条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源

の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。

(b) 共通解析条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値 (3,411MWt) に正の定常誤差 (定格値の+2%) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値 (307.1℃) に正の定常誤差 (+2.2℃) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次系圧力の初期値は、原則として、定格値 (15.41 MPa[gage]) に正の定常誤差 (+0.21MPa) を考慮した値を用いるものとする。
(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。)
- ・ 1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。
- ・ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 (標準値) を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。
- ・ 炉心バイパス流量割合は 5.5% (標準値) を用いるものとする。

- ・即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いるものとする。
- ・加圧器保有水量の初期値は 60%体積（標準値）を用いるものとする。
- ・蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また、蒸気発生器 2 次側保有水量は 1 基当たり 50t を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の自由体積は、72,900m³を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃及び 9.8kPa[gage]（標準値）を用いるものとする。
- ・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、1 次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1 次冷却材配管及び原子炉格納容器は設計値を用いるものとする。

(b-1-2) 事故条件

1 次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・原子炉トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%落下までの時間を 2.2 秒とする。
- ・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.5 秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS 作動信号の

作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低

12.04MPa[gage] (応答時間 2.0 秒)

(ただし、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS 再循環機能喪失」を除く。)

- 原子炉制御設備は、作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。
- 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を用いるものとする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。
 - 加圧器逃がし弁容量：95t/h (1個当たり)
 - 加圧器安全弁容量：190t/h (1個当たり)
 - 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%
 - 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量 (ループ当たり) の100%
- 1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。
- 格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり除熱特性 (標準値：100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。
- 燃料取替用水タンクの水量は、2,100m³を用いるものとする。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1) に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

- 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。

- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0 kPa[gage]を用いるものとする。
- (b-2-2) 事故条件
- ・1次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。
- (b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件
- (b-1-3) に同じ。
- (b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
- (b-3-1) 初期条件
- ・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、3号炉 12.464MW、4号炉 10.496MW を用いるものとする。
 - ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。
 - ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットのみを水量を考慮するものとする。
 - ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。
- (b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件
- ・放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、3号炉約 4.27m、4号炉約 4.41m とする。
- (b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- (b-4-1) 初期条件（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）
- ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。
 - ・事象は、原子炉停止 72 時間後に発生するものとする。
 - ・1次系圧力の初期値は大気圧とする。

- ・ 1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。
- ・ 1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを20cm上回る高さとする。
- ・ 1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。
- ・ 主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は設計値を用いるものとする。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a-1) 起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(a-2) 安全機能としては、補助給水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はあるものとする。

(a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性：0～約280m³/h、0～約13.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(a-5) フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2台を使用するものとし、1個当たりの容量は、95t/hを用いるものとする。

(a-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m³（1基当たり）

(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-7-1) フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点から5分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) RCPシールLOCAが発生する場合のRCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約109m³/hとし、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。RCPシールLOCAが発生しない場合のRCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において

1.5m³/h とし、1 次冷却材ポンプ 4 台からの漏えいを考慮するものとする。

- (b-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 200m³/h の流量で注水するものとする。
- (b-6) 2 次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁 4 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。
- (b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
 - 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
 - 蓄圧タンクの保有水量 26.9m³（1 基当たり）
- (b-8) 常設電動注入ポンプの炉心への注水流量は、1 次系圧力 0.7MPa[gage] 到達時点で代替炉心注水を開始することとし、30m³/h を設定するものとする。
- (b-9) RCP シール LOCA が発生しない場合において、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage] で漏えいが停止するものとする。
- (b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (b-10-1) 2 次系強制冷却は、事象発生から 30 分後に開始するものとする。
 - (b-10-2) 代替交流電源は、RCP シール LOCA が発生する場合においては事象発生 60 分後に確立するものとし、RCP シール LOCA が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生 24 時間後に確立するものとする。
 - (b-10-3) 1 次系温度の維持は、約 1.7MPa[gage] の飽和温度である 208℃ に到達した段階でその状態を維持するものとする。
 - (b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1 次系圧力約 1.7MPa[gage] 到達及び代替交流電源の確立から、10 分後に行うものとする。
 - (b-10-5) 2 次系強制冷却再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とし、1 次系温度が 170℃ に到達した段階でその状態を維持するものとする。
 - (b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持する

ものとする。

- (b-10-7) RCP シール LOCA が発生する場合には、1次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失
「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。
- (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- (d-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m の完全両端破断とする。
- (d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源はあるものとする。
- (d-4) ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (d-5) 炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性(高圧注入特性: 0～約 360m³/h、0～約 15.8MPa[gage]、低圧注入特性: 0～約 2,500m³/h、0～約 1.5MPa[gage])を用いるものとする。
- (d-6) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に4基の蒸気発生器に合計 370m³/h の流量で注水するものとする。
- (d-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 26.9m³ (1基当たり)
- (d-8) 再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16%到達後に行うものとする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) A、B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は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa [gage]到達から 30 分後に開始するものとする。
- (e) 原子炉停止機能喪失
- (e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値 (3,411MWt) を用いるものとする。

る。

- (e-2) 1次系圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いるものとする。
- (e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（307.1℃）を用いるものとする。
- (e-4) 減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう $-16\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ に設定するものとする。
- (e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性(標準値)を設定するものとする。
- (e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いるものとする。
- (e-7) 起回事象として、以下のいずれかが発生するものとする。
 - ・主給水流量喪失
 - ・負荷の喪失
- (e-8) 安全機能としては、原子炉トリップ機能が喪失するものとする。
- (e-9) 外部電源はあるものとする。
- (e-10) 多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%とする。
- (e-11) 主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動設備作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、完了するものとする。
- (e-12) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (f) ECCS注水機能喪失
 - (f-1) 起回事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約15cm、約10cm及び約5cmとする。
 - (f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。
 - (f-3) 外部電源はないものとする。
 - (f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最小注入特性(低圧注入特性: $0\sim$ 約 $1,010\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\sim$ 約 0.9MPa[gage])を用いるものとする。
 - (f-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

- (f-6) 2次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 26.9m³（1基当たり）
- (f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (f-8-1) 2次系強制冷却は、ECCS 作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (g) ECCS 再循環機能喪失
- (g-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70mの完全両端破断とする。
- (g-2) 安全機能としては、低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。
- (g-3) 外部電源はあるものとする。
- (g-4) 再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位16%到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。
- (g-5) ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-6) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.205MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。
- (g-7) 炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約360 m³/h、0～約15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約2,500 m³/h、0～約1.5MPa[gage]）を用いるものとする。
- (g-8) 格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

- (g-9) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (g-10) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 26.9m^3 (1 基当たり)
- (g-11) 代替再循環時の炉心への注水流量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (g-12-1) 余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用する B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、再循環機能喪失から 30 分後に開始するものとする。
- (h) 格納容器バイパス
- (h-1) インターフェイスシステム LOCA
- (h-1-1) 起因事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。
- (h-1-2) 1 次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。
- (h-1-3) 破断口径は、以下のとおり設定する。
- ・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
(等価直径約 2.5cm 相当)
 - ・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約 10cm 相当)
 - ・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
(等価直径約 2.8cm 相当)
- (h-1-4) 安全機能としては、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。
- (h-1-5) 外部電源はないものとする。
- (h-1-6) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約 $360\text{m}^3/\text{h}$ 、0～約 15.8MPa[gage]）を用いるものとする。
- (h-1-7) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

- (h-1-8) 2次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。
- (h-1-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 26.9m³ (1基当たり)
- (h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。
- (h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (h-1-11-1) 2次系強制冷却は、ECCS 作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- (h-1-11-4) 高圧注入系から充てん系への切替えは、ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。
- (h-1-11-5) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。
- (h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故
- (h-2-1) 起因事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。
- (h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。
- (h-2-3) 外部電源はないものとする。
- (h-2-4) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性(高圧注入特性: 0~約360m³/h、0~約15.8MPa[gage])を用いるものとする。

- (h-2-5) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (h-2-6) 2 次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10% を処理するものとする。
- (h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離は、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から 10 分後に操作を開始し、操作終了に約 2 分を要するものとする。
 - (h-2-7-2) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による 2 次系強制冷却は、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に 1 分を要するものとする。
 - (h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
 - (h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
 - (h-2-7-5) 高圧注入系から充てん系への切替えは、ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切替えに 2 分を要するものとする。
 - (h-2-7-6) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。
 - (h-2-7-7) 余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

- (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 - (a-1) 格納容器過圧破損
 - (a-1-1) 事象進展解析の条件
 - (a-1-1-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約 0.74m の完全両端破断とする。

- (a-1-1-2) 安全機能としては、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ものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮するものとする。
- (a-1-1-3) 外部電源はないものとする。
- (a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。
- (a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生後の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $200\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。
- (a-1-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
 - 蓄圧タンクの保持圧力 $4.04\text{MPa}[\text{gage}]$
 - 蓄圧タンクの保有水量 26.9m^3 (1 基当たり)
- (a-1-1-7) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ (標準値) を設定するものとする。
- (a-1-1-8) 静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の効果については期待しない。
- (a-1-1-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (a-1-1-9-1) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から 30 分後に開始するものとし、事象発生から 24 時間後に停止するものとする。
 - (a-1-1-9-2) 移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から 24 時間後に開始するものとする。
- (a-1-2) 放射性物質 (Cs-137) の放出量評価の条件
 - (a-1-2-1) 事象発生直前まで、定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
 - (a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心全体の内蔵量に対して 75% の割合で放出されるものとする。
 - (a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

とする。

- (a-1-2-4) 評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価するものとする。
- (a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の0.16%/dを用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/dを用いるものとする。
- (a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (a-1-2-7) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、99%を用いるものとする。
- (a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後62分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視するものとする。
- (a-1-2-9) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、 $140\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (a-2) 格納容器過温破損
 - (a-2-1) 事象進展解析の条件
 - (a-2-1-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
 - (a-2-1-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
 - (a-2-1-3) 外部電源はないものとする。
 - (a-2-1-4) RCP シール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。
 - (a-2-1-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。
 - (a-2-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
 - 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
 - 蓄圧タンクの保有水量 26.9m^3 (1基当たり)
 - (a-2-1-7) 1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は $95\text{t}/\text{h}$ を用いるものとする。

- (a-2-1-8) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （標準値）を設定するものとする。
- (a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の効果については期待しない。
- (a-2-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (a-2-1-10-1) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。
 - (a-2-1-10-2) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内の保有水量が $2,000\text{m}^3$ に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力 $0.392\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。
 - (a-2-1-10-3) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から24時間後に開始するものとする。
- (b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。
 - (b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。
 - (b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。
 - (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。
 - (c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は計装用案内管と同等の径を用いるものとする。
 - (c-2) エントレインメント係数は **Ricou-Spalding** モデルにおけるエントレインメント係数の最確値を用いるものとする。
 - (c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積を用いるものとする。
 - (d) 水素燃焼

- (d-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約 0.74m の完全両端破断とする。
 - (d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。
 - (d-3) 外部電源はあるものとする。
 - (d-4) 全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。
また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生（標準値）を考慮するものとする。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮するものとする。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を 0.4 分子/100eV とする。
 - (d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応して発生した水素が、全て燃焼に寄与するものとする。
 - (d-6) 静的触媒式水素再結合装置 1 基当たりの処理性能については、1.2kg/h（水素濃度 4 vol%、圧力 0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置については 5 基の設置を考慮するものとする。
 - (d-7) 電気式水素燃焼装置の効果は期待しないものとする。
 - (d-8) 格納容器スプレーは、格納容器スプレーポンプ 2 台を使用するものとし、最大流量を用いるものとする。
 - (e) 溶融炉心・コンクリート相互作用
「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。
 - (e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。
 - (e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で 0.8MW/m²相当とする。
 - (e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。
- d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
- (a) 想定事故 1
 - (a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、使用済燃料ピット水位低警報レベルである、通常運転水位（以下「NWL」という。）一

0.09m とする。

(a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水流量は、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から 7 時間 50 分後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

(b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、サイフォンブレーカの効果を考慮し、NWL—約 1.41m とする。

(b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水流量は、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から 7 時間 50 分後に開始するものとする。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(a-1) 起因事象として、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、全ての余熱除去機能が喪失するものとする。

(a-2) 安全機能としては、起因事象の想定により、全ての余熱除去機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 炉心への注水は、充てんポンプ 2 台を使用するものとし、炉心への注水流量として、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 充てんポンプによる炉心注水は、事象発生から 50 分後に開始するものとする。

- (b) 全交流動力電源喪失
 - (b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
 - (b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
 - (b-3) 外部電源はないものとする。
 - (b-4) 常設電動注入ポンプによる炉心への注水流量は、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
 - (b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (b-5-1) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、事象発生から 50 分後に開始するものとする。
- (c) 原子炉冷却材の流出
 - (c-1) 起因事象として、余熱除去系から 1 次冷却材が流出するものとする。
 - (c-2) 余熱除去機能喪失までの 1 次冷却材の流出流量は $450\text{m}^3/\text{h}$ (標準値) とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約 20cm 相当とする。
 - (c-3) 安全機能としては、1 次系水位が 1 次冷却材配管の下端に到達した時点で全ての余熱除去機能が喪失するものとする。
 - (c-4) 外部電源はないものとする。
 - (c-5) 炉心への注水は、充てんポンプ 2 台を使用するものとし、炉心への注水流量として、 $45\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
 - (c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (c-6-1) 充てんポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失から 20 分後に開始するものとする。
- (d) 反応度の誤投入
 - (d-1) 制御棒位置として全挿入状態を用いるものとする。
 - (d-2) 1 次冷却材の有効体積は、 261m^3 を用いるものとする。
 - (d-3) 原子炉停止中の 1 次系は、3 号炉は燃料取替用水タンク、4 号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度は、3 号炉 3,100ppm、4 号炉 2,500ppm を用いるものとする。
 - (d-4) 臨界ほう素濃度は、3 号炉 1,850ppm、4 号炉 1,800ppm を用いるものとする。
 - (d-5) 起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1 次冷却材中に純水が注水されるものとする。
 - (d-6) 1 次系への純水注水の最大流量は、 $81.8\text{m}^3/\text{h}$ とする。

- (d-7) 外部電源はあるものとする。
- (d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号の設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。
- (d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (d-9-1) 希釈停止は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定し、評価項目に対して最も厳しくなる発電用原子炉施設の事故の結果を記載する。

a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。なお、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」並びに「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約1,006℃、燃料被覆管の酸化量は約1%となる。
 - (a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約891℃であり、不確かさを考慮しても1,200℃以下である。
 - (a-2) 燃料被覆管の酸化量は約1.7%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、約18.9MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の1.2倍である20.59MPa[gage]を下回る。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.408MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力

0.392MPa[gage]の2倍の圧力0.784MPa[gage]を下回る。

- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約 140℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。
- b. 運転中の原子炉における重大事故
 - (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「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」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.444MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.392MPa[gage]の2倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回る。
 - (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「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」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約 144℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。
 - (c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 4.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 4.8TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。
 - (d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、約 1.8MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても 2.0MPa[gage]以下に低減される。
 - (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「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再循環機能が喪失する事故」に代替格納容器スプレイを考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。
 - (f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「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」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度

の最大値は約 12.8vol%であり、不確かさを考慮しても 13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

- (g) 全炉心内のジルコニウム量の 75%と水が反応して発生した水素が、全て燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約 0.497MPa

[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回る。

- (h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「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」においても、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故 2 において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.4 日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.966 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び 1 次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出

前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生後の50分後に充てんポンプ又は常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、燃料取替時の遮へい設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する可能性がある。このため、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化をほう素価値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約-6.6% $\Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素価値は、ウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。

このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいは維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

設計方針の変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心崩壊熱>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、アクチニド核種の炉心内蓄積量が増えるため、崩壊熱が若干大きくなるものの、別添 3-3-4 に示すように安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、

反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、取替炉心安全性評価項目の制限値を満足し、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

＜使用済燃料ピット熱負荷＞

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 3-3-5 に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することで、本文記載値である評価の初期条件としての使用済燃料ピットの熱負荷 12.464MW を超えないよう運用することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

＜炉心内蓄積量＞

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ため炉心内蓄積量が若干変化する。設置許可本文に記載される Cs-137 放出量 (事故発生後から 7 日間で約 4.5TBq、100 日後までで 4.8TBq) は、国産 MOX 燃料による影響を受けることで変更となる可能性がある。しかしながら、同位体比率の差を見るとその影響は小さく、また、現状でも判断基準に対する十分な余裕を有していることを踏まえると、Cs-137 放出量の判断基準値 (100TBq) を満足することは明らかであるため、本文に記載されている「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」という方針に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

第四十三条 重大事故等対処設備

- 1 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。
 - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
 - 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

- b. 重大事故等対処施設（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止、原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a.設計基準対象施設に記載）

(c) 重大事故等対処設備

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重

の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内、代替緊急時対策所内、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内及び緊急時対策棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水す

る、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。

(c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮へいの設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる () ことで炉心内蓄積量が若干変化するが、線量率への影響はほとんどなく、各機器の耐環境性の評価に含まれ、設計方針に変更はないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第四十四条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(4) 非常用制御設備

(iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 手動による原子炉緊急停止

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

(b) 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備は、復

水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により 1 次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

(c) 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により 1 次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

(d) ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉トリップスイッチ

個 数 2

多様化自動作動設備

個 数 1

主蒸気隔離弁（ホ. (2) (ii) と兼用）

型 式 スウィングディスク式

個 数 4

電動補助給水ポンプ（ホ. (2) (ii) 他と兼用）

台 数 2

容 量 約140m³/h（1台あたり）

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2) (ii) 他と兼用)	
台数	1
容量	約250m ³ /h
復水タンク (ホ. (2) (ii) 他と兼用)	
基数	1
容量	約1,200m ³
蒸気発生器 (ホ. (1) (ii) 他と兼用)	
型式	たて置U字管式熱交換器型
基数	4
主蒸気逃がし弁 (ホ. (2) (ii) 他と兼用)	
型式	空気作動式
個数	4
容量	約177t/h (1個当たり)
主蒸気安全弁 (ホ. (2) (ii) と兼用)	
型式	ばね式
個数	20
加圧器逃がし弁 (ホ. (1) (ii) 他と兼用)	
型式	空気作動式
個数	2
加圧器安全弁 (ホ. (1) (ii) と兼用)	
型式	ばね式 (背圧補償型)
個数	3
ほう酸ポンプ (へ. (4) (ii) 他と兼用)	
台数	2
容量	約17m ³ /h (1台当たり)
緊急ほう酸注入弁	
型式	電気交流作動式
個数	1
ほう酸タンク (へ. (4) (ii) 他と兼用)	
基数	2
容量	約120m ³ (1基当たり)
充てんポンプ (ホ. (3) (ii) b. (c) 他と兼用)	
台数	3
容量	約45m ³ /h (1台当たり)
揚程	約1,770m
燃料取替用水タンク (ホ. (3) (ii) a. (a) 他と兼用)	

基 数	1
容 量	約2,100m ³

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心核特性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、反応度が変化するが、取替炉心の安全性評価項目の評価結果の差異は、別添 3-3-1 に示すようにほとんどなく、安全解析使用値に変更はないことを確認した。

第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮へいが維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮へいに必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用

済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮へいに必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、2次系補給水ポンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として、中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合（以下「使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故」という。）において、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、使用済燃料ピットスプレイヘッドを可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

c. 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視及び可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）を設ける。

(a) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び水温を監視可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を中央制御室にて監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率を監視可能な設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である

大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位 (SA)

個 数 2

使用済燃料ピット温度 (SA)

個 数 2

使用済燃料ピット状態監視カメラ

種 類 赤外線カメラ

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ (3号及び4号炉共用)

台 数 4 (予備2)

容 量 約 30m³/h (1台当たり)

揚 程 約 28m

水中ポンプ用発電機 (3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

台 数 10^{※1}

容 量 約 100kVA (1台当たり)

※1 保有台数を示す。必要台数は4台 (予備2台) とする。

中間受槽 (3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数 4 (予備1)

容 量 約 50m³ (1個当たり)

可搬型ディーゼル注入ポンプ (3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

台数	2 ^{※2} 4 ^{※2}
容量	約 150m ³ /h (1台あたり) 約 150m ³ /h (1台あたり)
揚程	約 470m 約 300m

※2 保有台数を示す。組み合わせて必要台数は4台(予備2台)とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッド(3号及び4号炉共用)
(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用)

基数 4(予備1)

移動式大容量ポンプ車(3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

台数	4 ^{※3}
容量	約 1,320m ³ /h (1台あたり)
揚程	約 140m

※3 保有台数を示す。必要台数は1台(予備1台)とする。

放水砲(3号及び4号炉共用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

型式 移動式ノズル

台数	2
使用済燃料ピット水位（広域）※4	
個数	4※5※6
	※4 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（コンプレッサ（排気ファン含む）、エアコン、発電機）（以下「使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム」という。）含む
	※5 可搬型ホースの必要数は4個（予備1個）、エアパーズセットの必要数は5個（予備1個）とする。
	※6 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの必要数は3号炉及び4号炉共用で2個（予備2個）とする。
使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3号及び4号炉共用） （「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）	
個数	2（予備2）
使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（3号及び4号炉共用） （「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）	
個数	2（予備1）※7
	※7 検出器の数を示す。計測装置の必要数は2個（予備2個）とする。
使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（3号及び4号炉共用） （「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）	
個数	2（予備1）※8
※8 検出器の数を示す。計測装置の必要数は2個（予備2個）とする。	

【国産 MOX 燃料装荷時の影響について】

（結論）

本文記載内容に変更はない。

（説明）

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<未臨界性>

国産 MOX 燃料は海外 MOX 燃料と比較して反応度が小さいため、国産 MOX 燃料を導入したとしても、現行の未臨界性評価に包絡されることから、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

<使用済燃料ピット熱負荷>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、崩壊熱が大きくなるが、別添 3-3-5 に示すように使用済燃料ピットに号機間輸送する際の冷却期間を保安規定等に定めて制限することによって、使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却することが可能であり、本文記載事項は変わらないことを確認した。

<使用済燃料ピット遮蔽性>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（））ため炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽評価用の線源強度を下回っており、放射線の遮蔽が維持される水位に変更はなく、既許可の設備設計に変更がないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ．計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容

量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等対処設備（中央制御室の照明による居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等対処設備（中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）として、重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

中央制御室遮へいは、「チ．(1) (iii) 遮へい設備」にて記載する。

中央制御室空調装置は、「チ．(1) (iv) 換気設備」にて記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ．(4) (ii) アニュラス空気浄化設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機については、「ヌ．(2) (iv) 代替電源設備」にて記載する。

中央制御室（中央制御室遮へい含む）は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室空調装置は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットの共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの中央制御室空調装置は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

【可搬型重大事故等対処設備】

可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用）

個 数 8（予備2）

酸素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故

等時ともに使用する。

(vi) 制御用圧縮空気設備

空気を駆動源とする弁等に乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、制御用圧縮空気設備を設ける。

制御用圧縮空気設備 一式

【国産 MOX 燃料による影響】

(結論)

本文記載内容に変更はない。

(説明)

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

<炉心内蓄積量>

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる ()

) ことで炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第六十一条 緊急時対策所

- 1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

【本文記載】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(vi) 緊急時対策所

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ. (1) (ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ. (2) (ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、

身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に

防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び加圧判断に使用する可搬型エリアモニタを保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策棟内）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）で表示できるように、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所（緊急時対策棟内）から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、

その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを使用する。

緊急時対策所用発電機車は、1台で緊急時対策所（緊急時対策棟内）に給電するために必要な発電機容量を有するものを、予備も含めて3台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクより、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて、燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、「チ. (1) (iii) 遮へい設備」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、「チ. (1) (iv) 換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ. (1) (i) 放射線監視設備」にて記載する。

可搬型エリアモニタは、「チ. (2) 屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備は、「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において3号炉及び4号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮した

がら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉ごとに表示・監視できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所情報収集設備（3号及び4号炉共用）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（3号及び4号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個 数 一式

SPDS データ表示装置（3号及び4号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個 数 一式

緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

基 数 2

容 量 約 75kℓ（1基当たり）

緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ（3号及び4号炉共用）

台 数 2

容 量 約 1.5 m³/h（1台当たり）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用）

個 数 1（予備2）

可搬型エリアモニタ（3号及び4号炉共用）

（チ. (2) と兼用）

個 数 8（予備1）※1

※1 放射線管理施設（重大事故等時）の必要個数を示す。

緊急時対策所（重大事故等時）の必

要個数は1個（予備1個）とする。

緊急時対策所用発電機車（3号及び4号炉共用）

台 数 1（予備2）

容 量 約 1,825kVA（1台当たり）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【国産 MOX 燃料による影響】

（結論）

本文記載内容に変更はない。

（説明）

国産 MOX 導入による影響について以下の通り確認を行っている。

＜炉心内蓄積量＞

国産 MOX 燃料には製造段階で回収ウランが微量含まれることで、U の同位体の比率が変わる（）
）ことで炉心内蓄積量が若干変化するが、遮蔽や換気設備の変更もなく、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv という判断基準値を満足する。

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

国産 MOX 燃料の玄海 3 号炉への影響について

1. 炉心核特性への影響

炉心核特性への影響を検討するために、玄海 3 号炉の MOX 燃料炉心（48GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 145 体、MOX48 体装荷））において海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した平衡炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、海外 MOX 燃料を装荷する炉心と同じパターンでの炉心配置が可能であり、表 1 - 1 に示すとおり差異はほぼ見られず、取替炉心の安全性確認においても制限値に十分な余裕があることが確認された。

なお、国産 MOX 燃料を装荷することで、局所的な出力分布についてもわずかな影響が考えられるが軽微であり、国産 MOX 燃料を装荷した炉心も既許可の取替炉心のばらつきの範囲内であり、既許可の評価に影響を与えない。

表 1 - 1 取替炉心の安全性確認項目

項目		単位	安全解析使用値	国産MOX燃料を装荷した平衡炉心	(参考)海外MOX燃料を装荷した平衡炉心	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% Δk/k	≥ 1.6	1.72	1.76	
最大線出力密度*		kW/m	≤ 41.5	35.1	34.6	
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	≤ 48,000	45,600	45,500	
	MOX燃料	MWd/t	≤ 45,000	42,400	42,900	
F_{M}^{N}		—	≤ 1.48	1.44	1.43	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-94~+8	-72~-12.9	-72~-13.4	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-5.2~-1.8	-3.7~-2.6	-3.6~-2.6	
制御棒 落下時	落下制御棒値	% Δk/k	≤ 0.25	0.17	0.16	
	F_{M}^{N}	—	≤ 1.87	1.68	1.66	
制御棒 飛び出し時 F_0	サイクル初期	HZP	—	≤ 15	7.5	7.9
		HFP	—	≤ 7.0	2.2	2.1
	サイクル末期	HZP	—	≤ 25	19.3	19.7
		HFP	—	≤ 6.8	2.2	2.2
飛び出し 制御棒 値	サイクル初期	HZP	% Δk/k	≤ 0.66	0.43	0.45
		HFP	% Δk/k	≤ 0.12	0.02	0.02
	サイクル末期	HZP	% Δk/k	≤ 0.87	0.81	0.82
		HFP	% Δk/k	≤ 0.18	0.04	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/\text{s}$	≤ 75	41	40	

* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

注) HZP:高温零出力 HFP:高温全出力 MOX燃料:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

※回収ウランの影響が大きくなるように、ウラン同位体の組成を [] として評価

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

このとき、国産 MOX 燃料装荷炉心と海外 MOX 燃料装荷炉心の出力運転時の臨界ほう素濃度は、表 1 - 2 のとおりであり、海外 MOX 燃料と同様の炉心運用が可能であることを確認した。

表 1 - 2 出力運転時の臨界ほう素濃度の比較

時期	国産 MOX 燃料装荷炉心	海外 MOX 燃料装荷炉心
サイクル初期(0MWd/t)	1747	1766
サイクル初期(100MWd/t)	1352	1371
サイクル末期	83	103

2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較を図 2 - 1 に示す。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

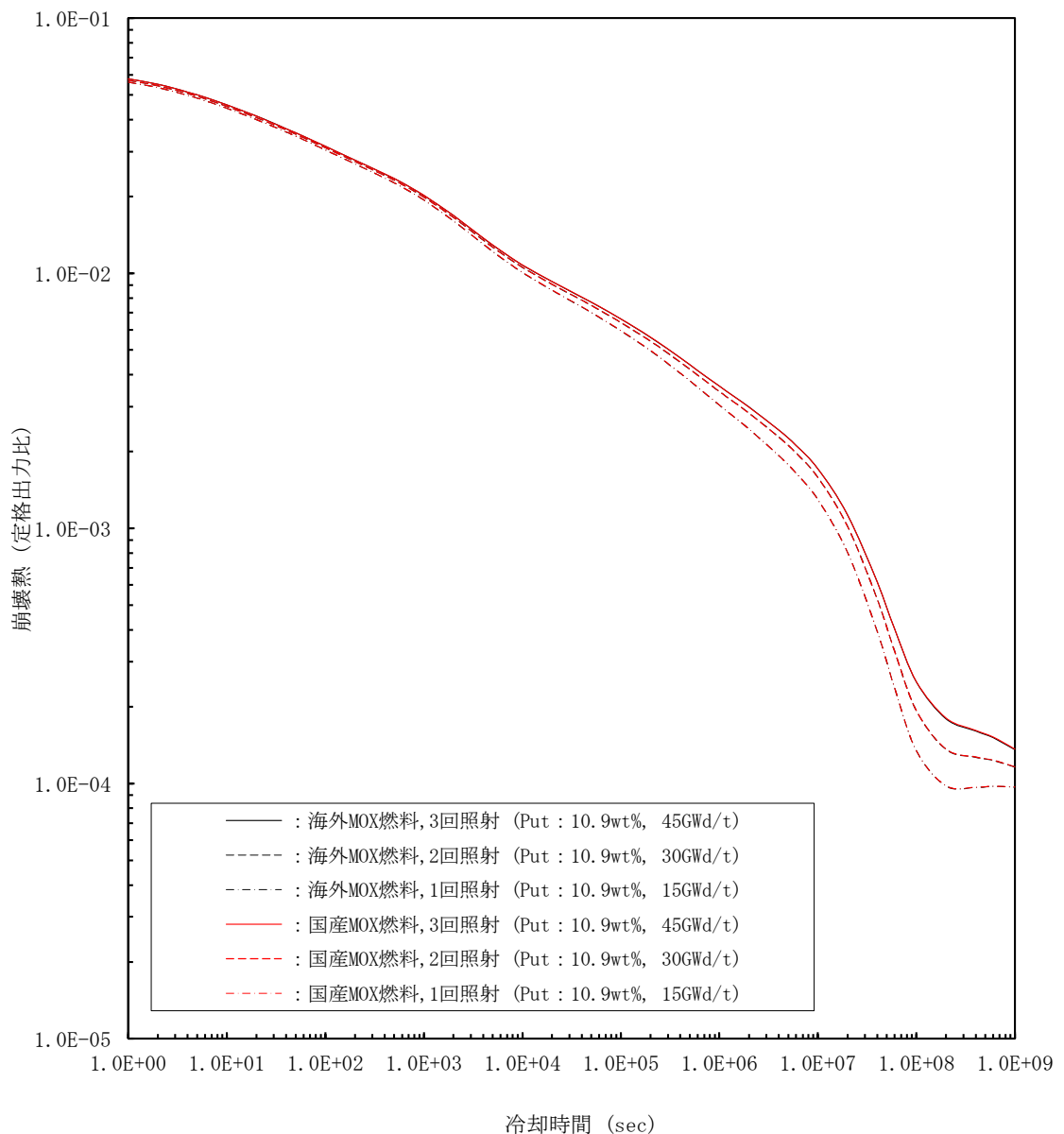
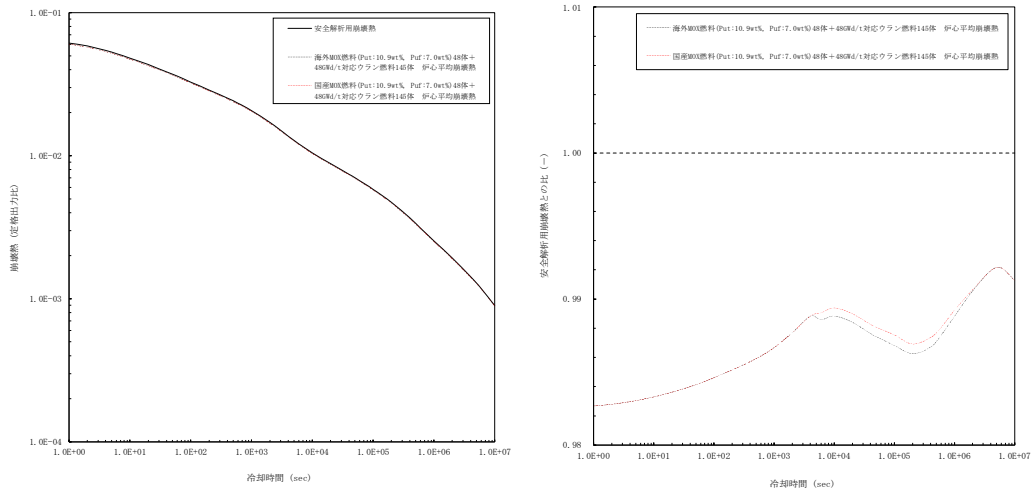


図 2 - 1 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

2. 1 炉心崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、図 2 - 2 に示すとおり国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)

(2) 安全解析用崩壊熱に対する
炉心平均崩壊熱の比

図 2 - 2 炉心平均崩壊熱

2. 2 使用済燃料ピット熱負荷への影響

使用済燃料ピット熱負荷値は、使用済燃料ピット重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規規制基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に使用済燃料ピットの貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの保守的な評価条件に対して、現実的な燃料貯蔵条件を想定することにより、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認できる。

既許可の条件における評価結果と、共用号炉の冷却期間を考慮した条件における評価結果の比較を、表 2 - 1 に示す。また、使用済燃料ピットの熱負荷表を表 2 - 2 に示す。

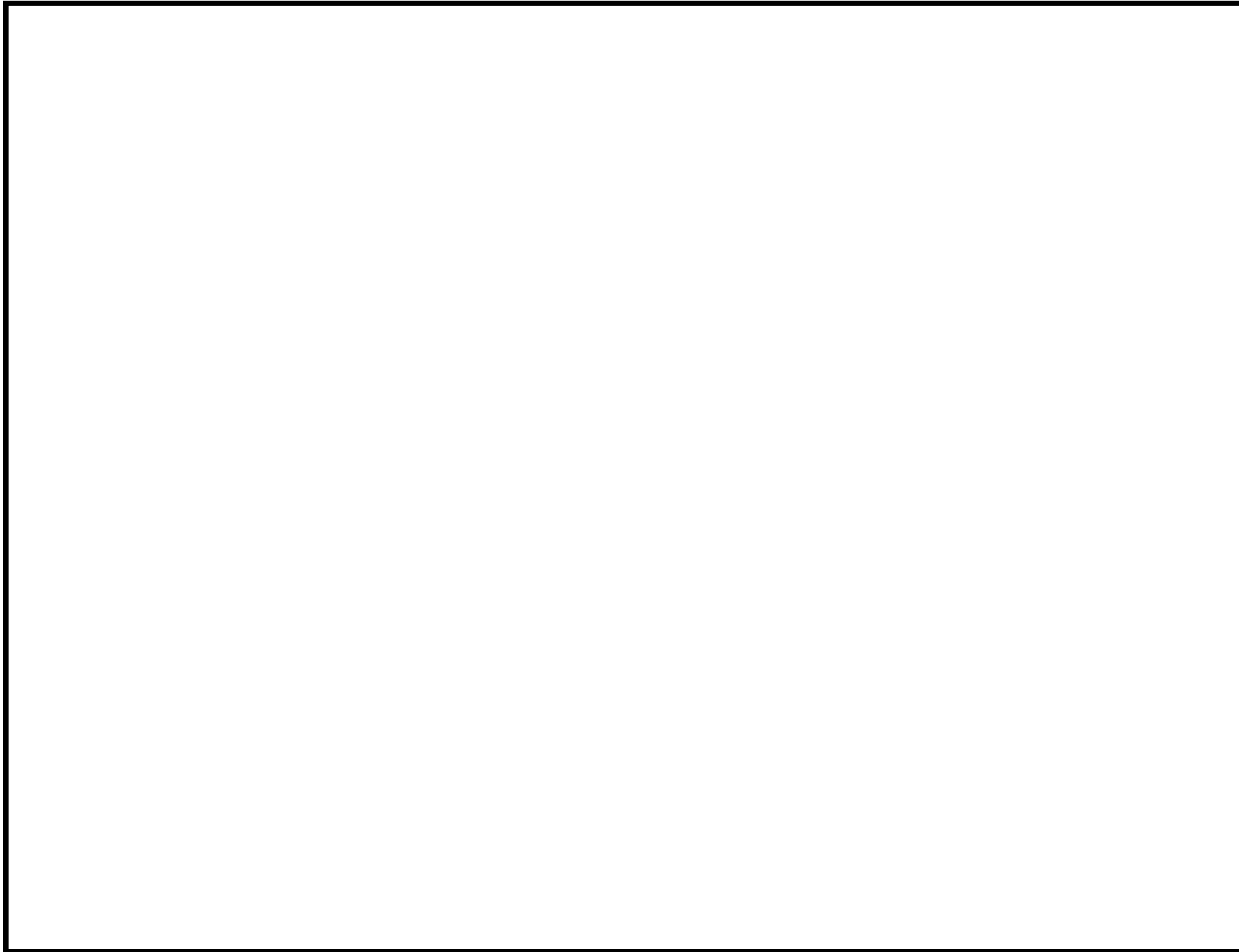
表 2 - 1 使用済燃料ピット熱負荷評価条件に国産 MOX 燃料と共用号炉の冷却期間を考慮した場合の結果

	既許可の条件	国産 MOX 燃料を装荷し 共用号炉の冷却期間を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料 + 国産 MOX 燃料
燃焼度	均等 3 バッチ	同左
冷却期間	8.5 日	同左
貯蔵における主な想定	共用号炉：7 年冷却	共用号炉：9 年冷却
	定検期間：30 日	同左
熱負荷の評価結果	12.464MW	12.442MW

本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、12.464MW であり、他号炉からの号炉間輸送に制限を加えることで、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認した。

表 2 - 2 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料の熱負荷表



※崩壊熱の合計は四捨五入の関係で各々の発生熱量の合計とはならない場合がある

別添 3-3-6

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3. 新燃料の燃料貯蔵、取扱時の線量への影響

国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギーγ線を発する ^{232}U はほぼ含まれないため線量影響は無視できるものの、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した放射線管理・取扱装置の設計を行っている。国産 MOX 燃料の回収ウランによる線量影響は、MOX 燃料の線量と比較すると微々たるものである。

4. 燃料健全性への影響

“1. 炉心核特性”と同様に、玄海 3 号炉の MOX 燃料装荷炉心の代表 Pu 組成平衡炉心に対して、海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した場合の燃料健全性への影響を確認する。

燃料中心温度については、表 4 - 1 に示すとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、海外 MOX 燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 4 - 1 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 (°C)	現行結果 (°C)	制限値 (°C)
MOX 燃料	43.1 (通常運転時)	約 1,200	1,810	1,810	<2,500
	59.1 (運転時の異常な過渡変化時)		2,230	2,230	

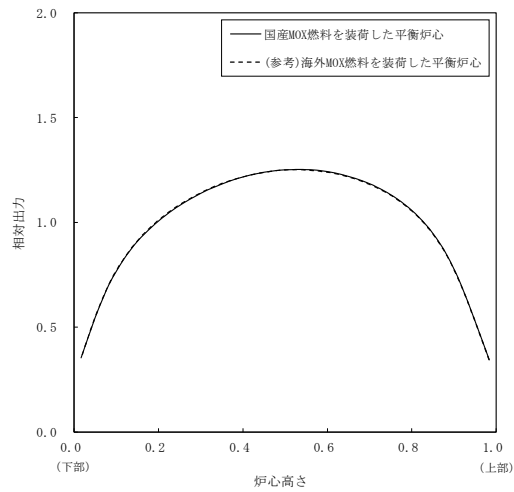
また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対しても、国産 MOX 燃料に代わったことの影響を評価した。その結果は、下表のとおりであり、国産 MOX 燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。ここで被覆管応力の評価にあたっては、燃料棒内外圧差、ペレットの熱膨張により変形することで被覆管に接触することによる圧力や水力振動等による応力を合算したもので、被覆管の許容値と応力を比較することで、健全性を確認している。

表 4 - 2 燃料中心温度以外の燃料健全性評価

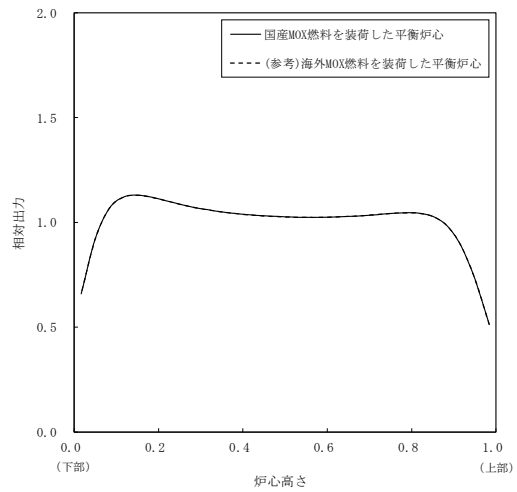
	影響評価※	現行結果※	制限値※
燃料棒内圧	0.81	0.82	<1
被覆管応力	0.83	0.83	<1
被覆管引張歪	0.52	0.52	<1
被覆管累積疲労	0.28	0.29	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を 1 とする。

さらに、図4-1のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小 DNBR 評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

図4-1 軸方向出力分布