

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【本文】

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ. 試験研究用等原子炉施設の位置<br/>(省略)</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造<br/>(1) ~ (2) (省略)<br/>(3) その他の主要な構造<br/>原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。</p> <p>a. 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわないように設計する。また、重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮するものとする。</p> | <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ. 試験研究用等原子炉施設の位置<br/>(変更なし)</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造<br/>(1) ~ (2) (変更なし)<br/>(3) その他の主要な構造<br/>原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。</p> <p>a. 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。</p> <p><u>自然現象（地震及び津波を除く。）については、網羅的に抽出する。</u></p> <p><u>なお、敷地で想定される自然現象のうち、高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</u></p> <p><u>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、以下に選定した自然現象に含まれる。</u></p> <p><u>(a-1) 洪水</u><br/><u>敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水による被害は考えられない。したがって、洪水を考慮する必要はない。</u></p> <p><u>(a-2) 降水</u><br/><u>屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方気象台で記録されている1時間降水量の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水を防止することで、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(a-3) 風（台風）</u><br/><u>屋外に位置する安全施設のうち、風（台風）により安全機能を損なうおそれのあるものは、風荷重に対する設計を、建築基準法に基づいて行い、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(a-4) 凍結</u><br/><u>屋外に位置する安全施設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方気象台で記録されている最低気温に、適切な余裕を考慮し、凍結を防止することで、屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持し、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(a-5) 積雪</u><br/><u>屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を損なうおそれのあるものは、茨城県建築基準法関係条例に基づく設計基準積雪量により設計を行うことで、安全機能を損なわないようにする。</u></p> <p><u>(a-6) 落雷</u></p> |

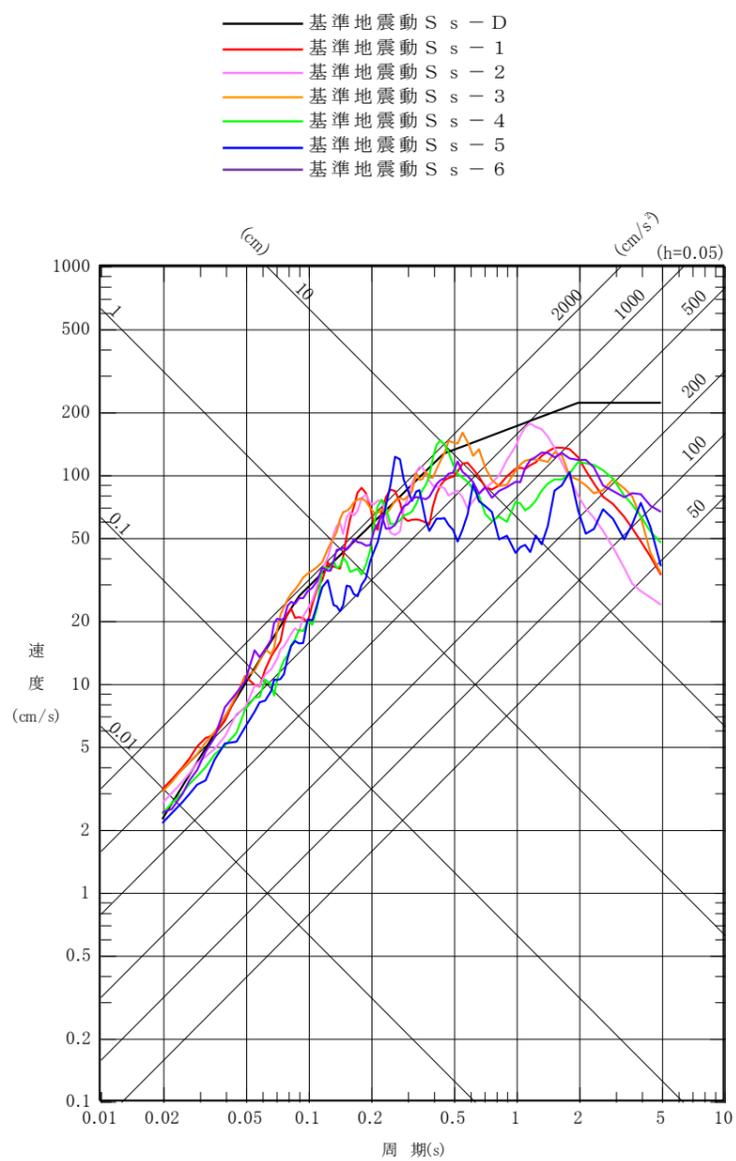
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p><u>雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ 20m を超える安全施設には避雷設備を設ける。また、避雷設備の接地極として、接地網を敷設して接地抵抗の低減を図る。</u></p> <p><u>(a-7) 地滑り</u></p> <p><u>大洗研究所（南地区）の敷地には、設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1 項において「変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。したがって、地滑りを考慮する必要はない。</u></p> <p><u>(a-8) 生物学的事象</u></p> <p><u>海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、屋内設備は建屋の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、これを防止する。</u></p> <p><u>(a-9) 火山の影響</u></p> <p><u>安全施設は、原子炉施設の運用期間中において原子炉施設の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設定した層厚 50cm、湿潤密度 <math>1.5\text{g}/\text{cm}^3</math> の降下火砕物に対し対策を行い、建屋による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(a-10) 竜巻の影響</u></p> <p><u>安全施設は、原子炉施設の運用期間中において原子炉施設の安全機能に影響を及ぼし得る設計竜巻として設定した最大風速 100m/s の竜巻に対し対策を行い、建物による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(a-11) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）</u></p> <p><u>安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>想定される森林火災の延焼防止を目的として、原子炉施設周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に求めた最大火線強度（<math>1,063\text{kW}/\text{m}</math>）から算出される防火帯（約 18m 又は 7m）を敷地内に設ける。</u></p> <p><u>防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。</u></p> <p><u>また、森林火災による熱影響については、最大火炎輻射強度の影響を考慮した場合においても、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>原子炉施設敷地又はその周辺で想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、離隔距離の確保により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>また、想定される原子炉施設敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離を確保すること、その火災による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと</u></p> |



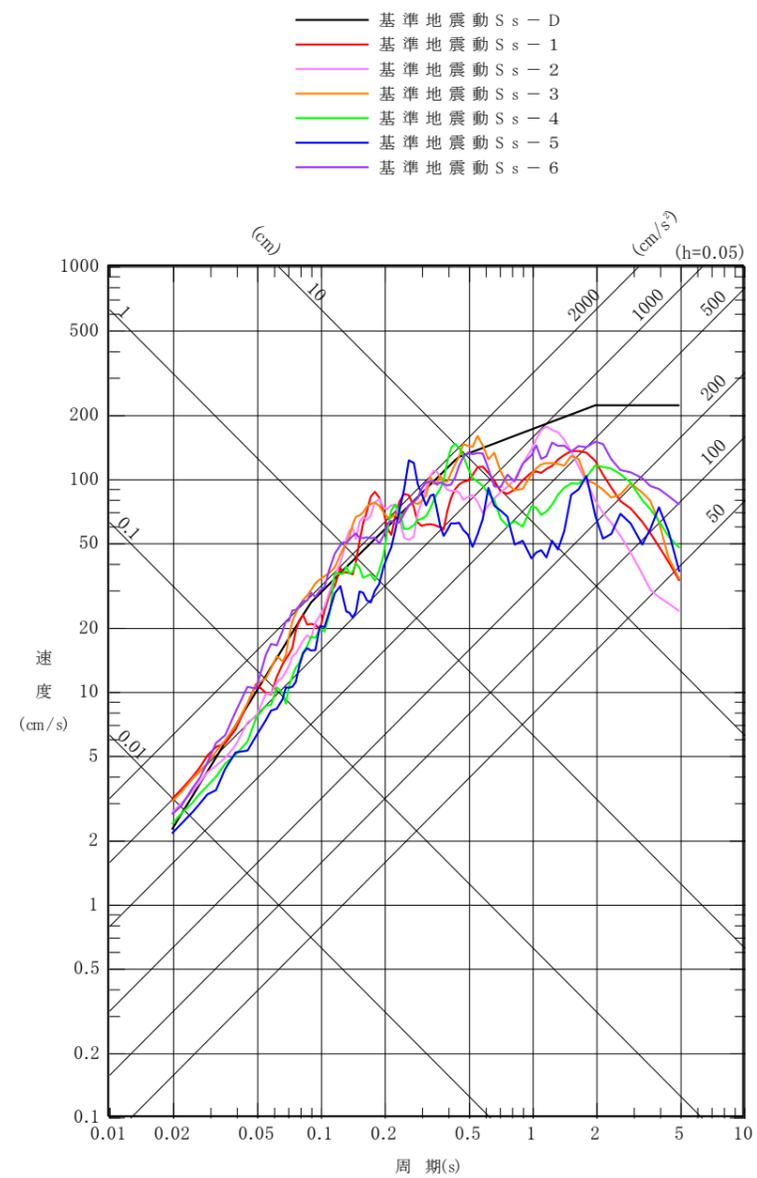
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>d. 原子炉施設には、火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。）により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を設ける。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものとする。</p> <p>e. 安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないように設計する。また、原子炉施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものとする。</p> <p>f. 安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように、また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終了できるように設計する。</p> | <p><u>物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。</u></p> <p><u>原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通した外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のアクセスを防止する設計とする。</u></p> <p>d. 原子炉施設には、火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼（以下「ナトリウム燃焼という。」）を含む。以下同じ。）により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を設ける。</p> <p><u>火災防護対策を講じるに当たり、ナトリウム燃焼に対しては、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とし、一般火災（ナトリウム燃焼を除く火災をいう。以下同じ）に対しては、必要に応じて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（以下「火災防護基準」という。）」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。</u></p> <p>また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものとする。</p> <p>e. 安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないように設計する。また、原子炉施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものとする。</p> <p>f. <u>中央制御室における制御盤等（操作スイッチ等を含む。）は、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。</u></p> <p>安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように、また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終了できるように設計する。</p> |



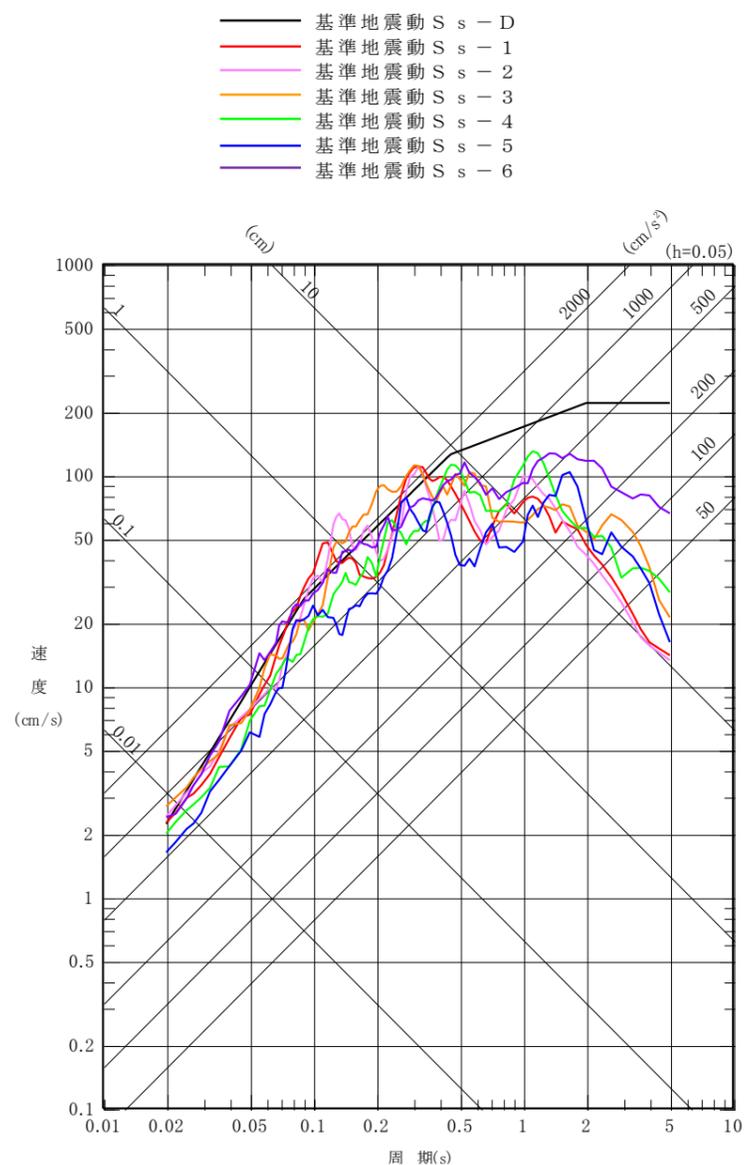
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> | <p>通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で共用する。<u>大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話により、専用であつて多様性を確保したものとする。なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保したものとする。大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話により多様性を備え、相互に連絡ができるものとする。なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バッテリー内蔵型（充電式）とすることで、外部電源喪失時にあつても使用できるものとする。</u></p> <p>m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> |



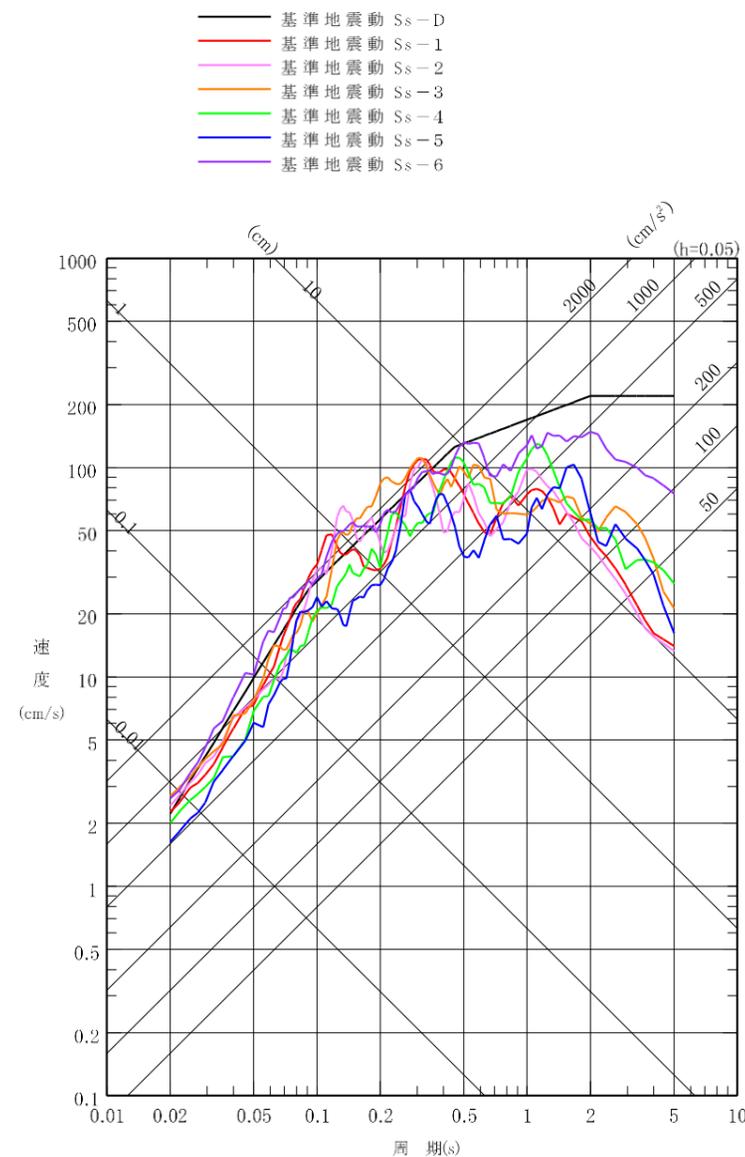
第1図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(NS 成分)



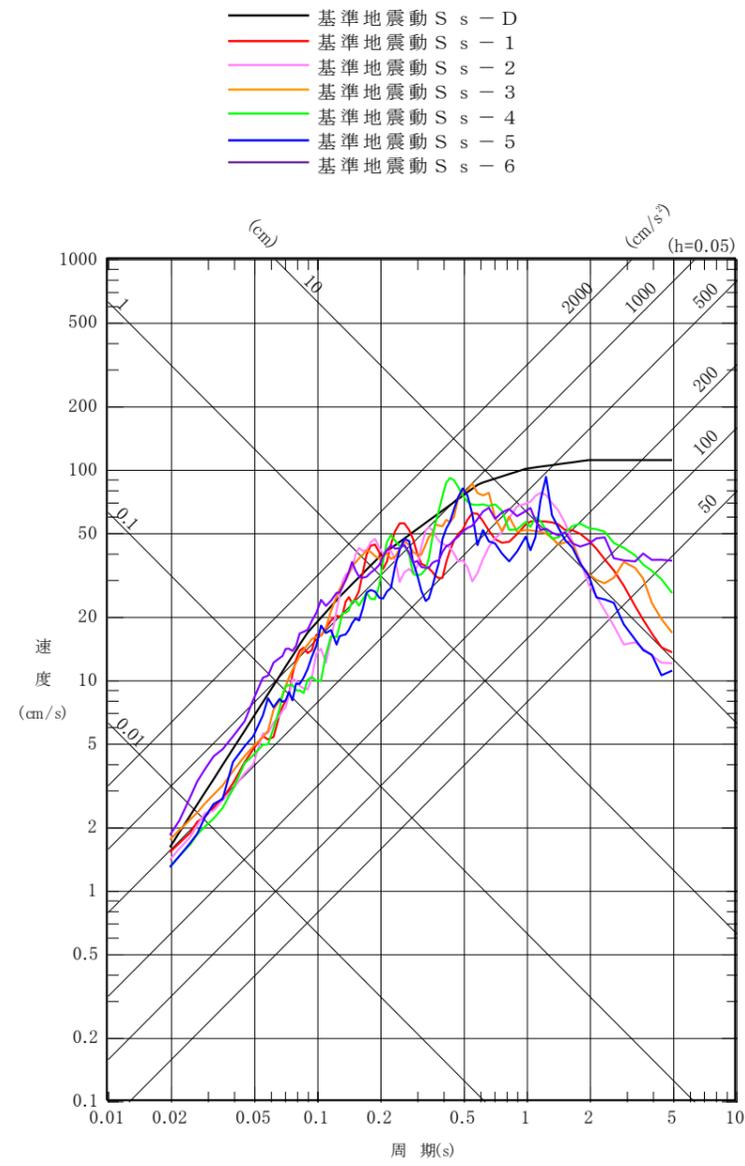
第1図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(NS 成分)



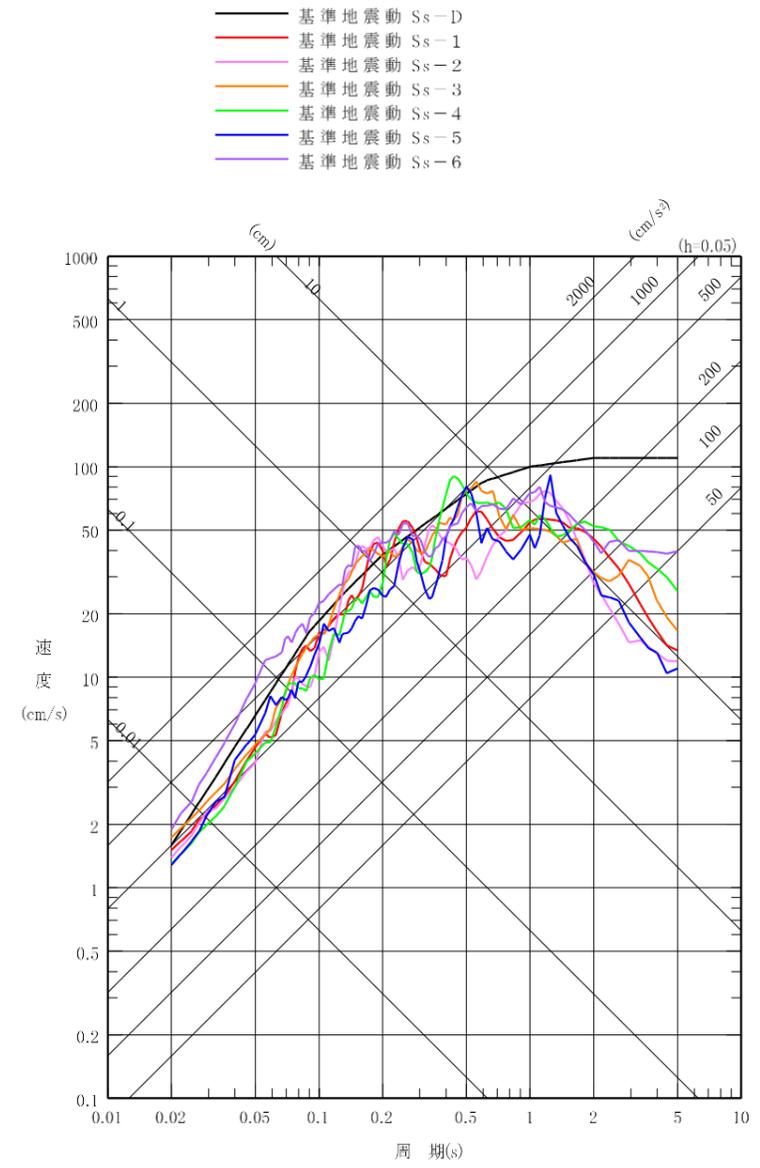
第2図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル  
(EW 成分)



第2図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル  
(EW 成分)

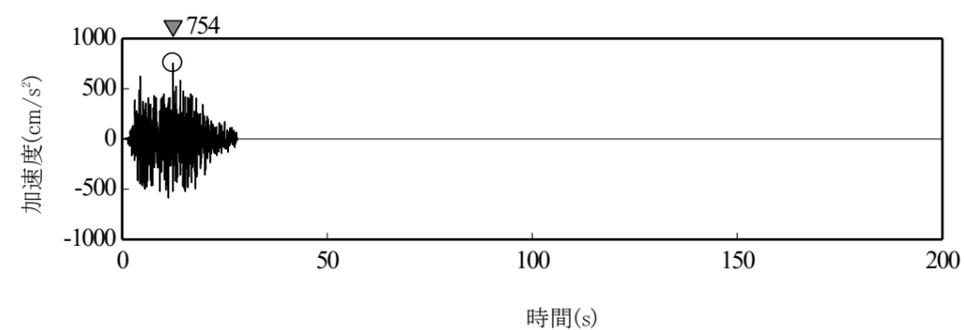


第3図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(UD 成分)

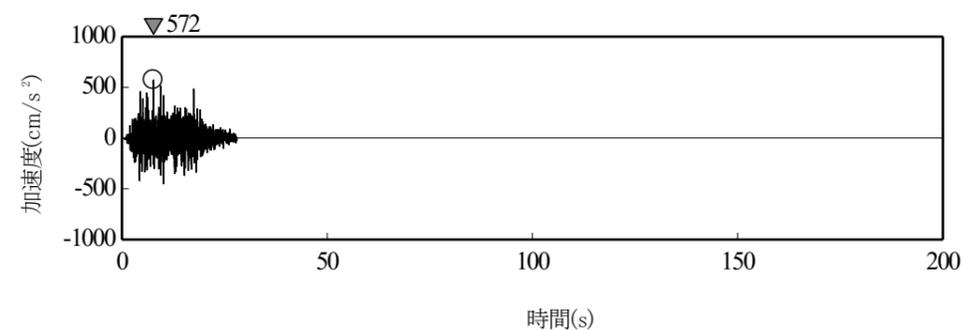


第3図 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル  
(UD 成分)

第4図～第9図 (省略)



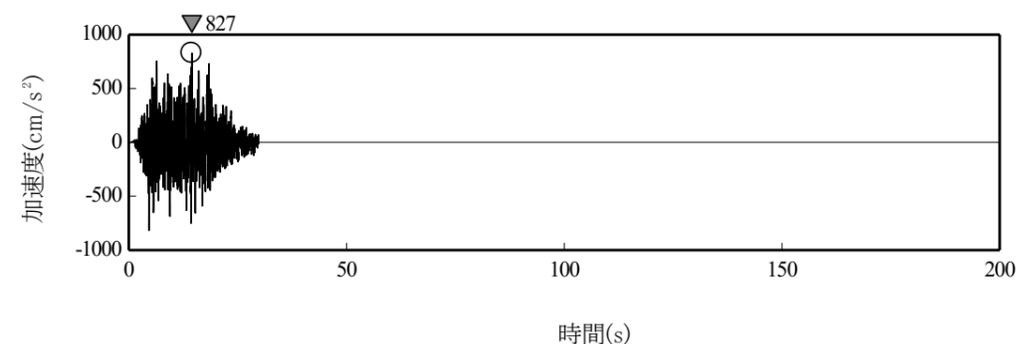
(水平成分)



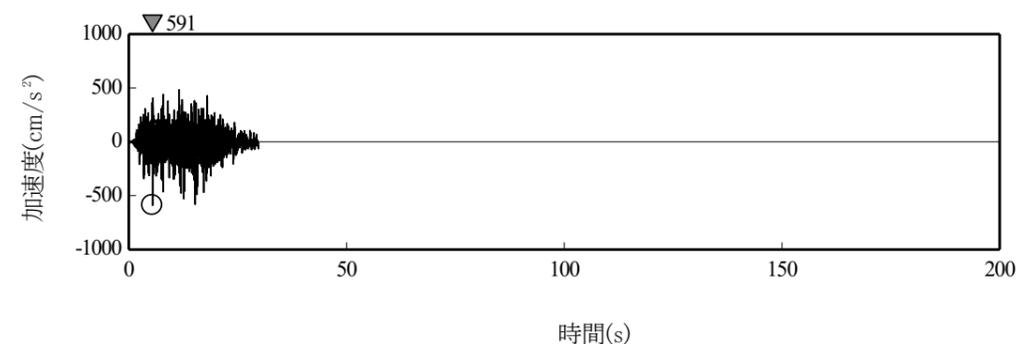
(鉛直成分)

第10図 基準地震動 S<sub>s</sub>-6 の時刻歴波形

第4図～第9図 (変更なし)



(水平成分)



(鉛直成分)

第10図 基準地震動 S<sub>s</sub>-6 の時刻歴波形

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
|--|---|-----------------|-----------------------|--------------------|--|--------------|-----------------------|--------------|-----------------------|--------------|-----------------------|---------|-----------------------|---------|-----------------------|-----------|----------------------|-------------|-----------------------|
| <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>原子炉本体は、燃料体（試験用燃料体を含む。）、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。</p> <p>(i) 構造</p> <p>(省略)</p> <p>(ii) 燃料体の最大挿入量</p> <p>燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、試験用燃料体（以下「照射燃料集合体」という。）は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第1表に示す。</p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>炉心燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>照射燃料集合体の最大個数 4 体</p> <p>炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）</p> <p><math>^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}</math> 約 150kg</p> <p><math>^{235}\text{U}</math> 約 100kg</p> <p>熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）</p> <p>天然ウラン 約 1kg</p> <p>劣化ウラン 約 50kg</p> | <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>原子炉本体は、燃料体（試験用燃料体を含む。）、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。</p> <p>(i) 構造</p> <p>(変更なし)</p> <p>(ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量</p> <p>a. 最高燃焼度</p> <p>(a) 炉心燃料集合体</p> <p>燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料要素最高燃焼度」という。）は、<math>90,000\text{MWd/t}</math> とする。</p> <p>(b) 照射燃料集合体</p> <p>燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。</p> <table data-bbox="1706 945 2300 1344"> <tr> <td>III型及びIV型特殊燃料要素</td> <td><math>130,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>III型及びIV型限界照射試験用要素</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  A型照射燃料集合体装填時</td> <td><math>150,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>  B型照射燃料集合体装填時</td> <td><math>200,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>  D型照射燃料集合体装填時</td> <td><math>200,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>先行試験用要素</td> <td><math>200,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>基礎試験用要素</td> <td><math>200,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>A型用炉心燃料要素</td> <td><math>90,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> <tr> <td>限界照射試験用補助要素</td> <td><math>130,000\text{MWd/t}</math></td> </tr> </table> <p>b. 最大挿入量</p> <p>燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、試験用燃料体（以下「照射燃料集合体」という。）は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第1表に示す。</p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>炉心燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>照射燃料集合体の最大個数 4 体</p> <p>炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）</p> <p><math>^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}</math> 約 150kg</p> <p><math>^{235}\text{U}</math> 約 100kg</p> <p>熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）</p> <p>天然ウラン 約 1kg</p> <p>劣化ウラン 約 50kg</p> | III型及びIV型特殊燃料要素 | $130,000\text{MWd/t}$ | III型及びIV型限界照射試験用要素 |  | A型照射燃料集合体装填時 | $150,000\text{MWd/t}$ | B型照射燃料集合体装填時 | $200,000\text{MWd/t}$ | D型照射燃料集合体装填時 | $200,000\text{MWd/t}$ | 先行試験用要素 | $200,000\text{MWd/t}$ | 基礎試験用要素 | $200,000\text{MWd/t}$ | A型用炉心燃料要素 | $90,000\text{MWd/t}$ | 限界照射試験用補助要素 | $130,000\text{MWd/t}$ |
| III型及びIV型特殊燃料要素  | $130,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| III型及びIV型限界照射試験用要素   |   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| A型照射燃料集合体装填時   | $150,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| B型照射燃料集合体装填時   | $200,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| D型照射燃料集合体装填時   | $200,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| 先行試験用要素  | $200,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| 基礎試験用要素  | $200,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| A型用炉心燃料要素  | $90,000\text{MWd/t}$  |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |
| 限界照射試験用補助要素  | $130,000\text{MWd/t}$   |                 |                       |                    |  |              |                       |              |                       |              |                       |         |                       |         |                       |           |                      |             |                       |



| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後                    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
|---|------------------------|---------------------|---------------------------|--|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|----------------|---------------------|----------------|---------------------|------------------|--------------------|--------------------|---------------------|---|
| <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 炉心燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。燃料要素は、<u>スパイラルワイヤを巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラップ管に納められる。主要仕様は第4表のとおりである。</u></p> <p>b. 照射燃料集合体<br/>(省略)</p> <p><u>(v) 最高燃焼度</u></p> <p>a. 炉心燃料集合体</p> <p><u>燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料要素最高燃焼度」という。）は、90,000MWd/tとする。</u></p> <p>b. 照射燃料集合体</p> <p><u>燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。</u></p> <table border="1" data-bbox="474 814 1053 1207"> <tr> <td><u>III型及びIV型特殊燃料要素</u></td> <td><u>130,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>A型照射燃料集合体装填時</u></td> <td><u>150,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>B型照射燃料集合体装填時</u></td> <td><u>200,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>D型照射燃料集合体装填時</u></td> <td><u>200,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>先行試験用要素</u></td> <td><u>200,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>基礎試験用要素</u></td> <td><u>200,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>A型用炉心燃料要素</u></td> <td><u>90,000MWd/t</u></td> </tr> <tr> <td><u>限界照射試験用補助要素</u></td> <td><u>130,000MWd/t</u></td> </tr> </table> <p>第3表 (1/3) (省略)</p> | <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u> | <u>130,000MWd/t</u> | <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u> |  | <u>A型照射燃料集合体装填時</u> | <u>150,000MWd/t</u> | <u>B型照射燃料集合体装填時</u> | <u>200,000MWd/t</u> | <u>D型照射燃料集合体装填時</u> | <u>200,000MWd/t</u> | <u>先行試験用要素</u> | <u>200,000MWd/t</u> | <u>基礎試験用要素</u> | <u>200,000MWd/t</u> | <u>A型用炉心燃料要素</u> | <u>90,000MWd/t</u> | <u>限界照射試験用補助要素</u> | <u>130,000MWd/t</u> | <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 炉心燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。燃料要素は、<u>隣接する燃料要素間の間隙を保持するワイヤスペーサを巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラップ管に納められる。この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。主要仕様は第4表のとおりである。</u></p> <p>b. 照射燃料集合体<br/>(変更なし)</p> <p>第3表 (1/3) (変更なし)</p> |
| <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u>  | <u>130,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u>   |                        |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>A型照射燃料集合体装填時</u>   | <u>150,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>B型照射燃料集合体装填時</u>   | <u>200,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>D型照射燃料集合体装填時</u>   | <u>200,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>先行試験用要素</u>  | <u>200,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>基礎試験用要素</u>  | <u>200,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>A型用炉心燃料要素</u>  | <u>90,000MWd/t</u>     |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |
| <u>限界照射試験用補助要素</u>  | <u>130,000MWd/t</u>    |                     |                           |  |                     |                     |                     |                     |                     |                     |                |                     |                |                     |                  |                    |                    |                     |   |



第3表 燃料要素の主要仕様 (3/3)

| 項目                               | 燃料材                                       |                     |                       |                  | 被覆管                            |                        |                        |                      | 燃料要素有効長さ |        |
|----------------------------------|---|---------------------|-----------------------|------------------|--------------------------------|------------------------|------------------------|----------------------|----------|--------|
|                                  | 燃料部                                       |                     | 熱遮へい部                 |                  | 材料                             | 外径 (mm)                | 肉厚 (mm)                | 燃料部                  | 燃料要素有効長さ |        |
|                                  | 種類  | ブルトニウム含有率*1         | 核分裂性ブルトニウム富化度*2       | ブルトニウム同位体組成比     |                                |                        |                        |                      |          | ウラン濃縮度 |
| 集合体<br>照射燃料集合体<br>A型用炉心燃料要素 (内側) | ブルトニウム・ウラン<br>混合酸化物<br>焼結ペレット<br>同上<br>同上 | 32wt%以下<br>同上<br>同上 | 約16wt%<br>約21wt%<br>= | 原子炉級<br>同上<br>同上 | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット<br>同上<br>同上 | 約0.35<br>同上<br>6.4~7.5 | 約0.35<br>同上<br>0.4~0.6 | 50cm以下*5<br>同上<br>同上 | 同上<br>同上 |        |

- \*1 :  $\text{Pu} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。  
 \*2 :  $({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。  
 \*3 : 劣化ウラン。  
 \*4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。  
 \*5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。  
 \*6 : 燃料材の他、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入させる場合がある。ただし、マイナーアクチノイド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。  
 \*7 : ベレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。

第3表 燃料要素の主要仕様 (3/3)

| 項目                               | 燃料材                                       |                     |                             |                  | 被覆管                            |                        |                        |                      | 燃料要素有効長さ |        |
|----------------------------------|---|---------------------|-----------------------------|------------------|--------------------------------|------------------------|------------------------|----------------------|----------|--------|
|                                  | 燃料部                                       |                     | 熱遮へい部                       |                  | 材料                             | 外径 (mm)                | 肉厚 (mm)                | 燃料部                  | 燃料要素有効長さ |        |
|                                  | 種類  | ブルトニウム含有率*1         | 核分裂性ブルトニウム富化度*2             | ブルトニウム同位体組成比     |                                |                        |                        |                      |          | ウラン濃縮度 |
| 集合体<br>照射燃料集合体<br>A型用炉心燃料要素 (内側) | ブルトニウム・ウラン<br>混合酸化物<br>焼結ペレット<br>同上<br>同上 | 32wt%以下<br>同上<br>同上 | 約16wt%<br>約21wt%<br>25wt%以下 | 原子炉級<br>同上<br>同上 | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット<br>同上<br>同上 | 約0.35<br>同上<br>6.4~7.5 | 約0.35<br>同上<br>0.4~0.6 | 50cm以下*5<br>同上<br>同上 | 同上<br>同上 |        |

- \*1 :  $\text{Pu} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。  
 \*2 :  $({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。  
 \*3 : 劣化ウラン。  
 \*4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。  
 \*5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。  
 \*6 : 燃料材の他、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入させる場合がある。ただし、マイナーアクチノイド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。  
 \*7 : ベレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。



第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

| 項目                          | 照射燃料集合体<br>コンパートメント |              |                            |
|-----------------------------|---------------------|--------------|----------------------------|
|                             | α型                  | β型           | γ型                         |
| 外管<br>個数<br>材料              | 1本<br>ステンレス鋼        | 同左<br>同左     | 同左<br>同左                   |
| 内管<br>個数<br>材料              | 1本<br>ステンレス鋼        | 同左<br>同左     | 同左<br>同左                   |
| ピンタイロッド<br>個数<br>材料         | 1本または3本<br>ステンレス鋼   | ＝<br>＝       | 1本または3本<br>ステンレス鋼          |
| シユラウト管<br>個数<br>材料          | ＝<br>＝              | 1本<br>ステンレス鋼 | ＝<br>＝                     |
| 内壁構造容器または密封構造容器<br>個数<br>材料 | ＝<br>＝              | ＝<br>＝       | ＝<br>＝                     |
| 装填燃料要素個数                    | 最大5本<br>最大5本        | 1本           | 最大5本 <sup>*2</sup><br>最大5本 |
| Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素                | ＝                   | 最大1本         | 最大1本 <sup>*3</sup>         |
| Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素             | ＝                   | ＝            | ＝                          |
| 先行試験用要素                     | ＝                   | ＝            | ＝                          |
| 基礎試験用要素                     | ＝                   | ＝            | ＝                          |
| 限界照射試験用補助要素                 | ＝                   | ＝            | 最大3本 <sup>*3</sup>         |

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

| 項目                          | 照射燃料集合体<br>コンパートメント                      |  |  |
|-----------------------------|--|--|--|
|                             | α型                                       | β型                                       | γ型   |
| 外管<br>個数<br>材料              | 1本<br>ステンレス鋼                             | 同左<br>同左                                 | 同左<br>同左   |
| 内管<br>個数<br>材料              | 1本<br>ステンレス鋼                             | 同左<br>同左                                 | 同左<br>同左   |
| ピンタイロッド<br>個数<br>材料         | 1本または3本<br>ステンレス鋼                        | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | 1本または3本<br>ステンレス鋼                                    |
| シユラウト管<br>個数<br>材料          | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | 1本<br>ステンレス鋼                             | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>             |
| 内壁構造容器または密封構造容器<br>個数<br>材料 | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>             |
| 装填燃料要素個数                    | 最大5本<br>最大5本                             | 1本<br><u>(該当なし)</u><br>最大1本              | 最大5本 <sup>*2</sup><br>最大5本                           |
| Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素                | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | 最大1本<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>   | 最大1本 <sup>*3</sup><br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> |
| Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素             | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>             |
| 先行試験用要素                     | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>             |
| 基礎試験用要素                     | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u>             |
| 限界照射試験用補助要素                 | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | ＝<br>＝<br><u>(該当なし)</u><br><u>(該当なし)</u> | 最大3本 <sup>*3</sup>                                   |





| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設<br/>(省略)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備<br/>(i) 構造<br/>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射能濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に、液体廃棄物処理設備を設ける。液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、<u>大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合があります。</u></p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(II)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。</p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(省略)</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄設備<br/>(i) ~ (ii)<br/>(省略)</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備<br/>原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措</p> | <p>性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備<br/>(i) 構造<br/>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射能濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に、液体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、<u>大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等を使用する場合があります。</u></p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。</p> <p>なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(II)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。</p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄設備<br/>(i) ~ (ii)<br/>(変更なし)</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備<br/>原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措</p> |





| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>を仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>原子炉施設には、プラント状態に応じて、<u>以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。</u></p> <p>a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系<br/> 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系<br/> 制御棒連続引抜き阻止インターロック<br/> 原子炉保護系（スクラム）<br/> 原子炉保護系（アイソレーション）<br/> 後備炉停止系用論理回路<br/> 原子炉冷却材バウンダリ</p> <p>原子炉カバーガス等のバウンダリ<br/> 格納容器バウンダリ</p> <p>非常用冷却設備及び補助冷却設備<br/> 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）<br/> 断熱材及びヒートシンク材<br/> 関連する核計装<br/> 関連するプロセス計装</p> <p>仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）<br/> 仮設計器</p> <p>b. 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p>可搬式ポンプ及びホース</p> <p>水冷却浄化設備サイフォンブレーカー</p> <p>c. 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定」に係る資機材</p> | <p><u>模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</u></p> <p>原子炉施設には、プラント状態に応じて、<u>措置に使用する資機材をあらかじめ整備する。</u>以下の資機材は、「燃料体の損傷が想定される事故」及び「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」が発生し、措置が必要な場合に<u>その機能を十分に発揮できるよう、信頼性を確保した設計とする。</u></p> <p>a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系<br/> 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系<br/> 制御棒連続引抜き阻止インターロック<br/> 原子炉保護系（スクラム）<u>（手動スクラムを含む。）</u><br/> 原子炉保護系（アイソレーション）<br/> 後備炉停止系用論理回路<br/> 原子炉冷却材バウンダリ<br/> <u>冷却材バウンダリ</u><br/> <u>原子炉容器リークジャケット</u><br/> 原子炉カバーガス等のバウンダリ <u>（安全板を含む。）</u><br/> 格納容器バウンダリ<br/> <u>1次主冷却系サイフォンブレーク配管</u><br/> <u>1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁</u><br/> 非常用冷却設備及び補助冷却設備<br/> 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）<br/> 断熱材及びヒートシンク材<br/> 関連する核計装<br/> 関連するプロセス計装<br/> <u>遅発中性子法燃料破損検出設備</u><br/> 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）<br/> 仮設計器</p> <p>b. 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p>可搬式ポンプ及びホース<br/> <u>水冷却池</u><br/> 水冷却浄化設備サイフォンブレーカー</p> <p>c. 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損<u>並びに大規模ナトリウム火災</u>に至る想定」に係る資機材</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p data-bbox="439 142 1463 264">大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p data-bbox="498 323 724 352">仮設カバーシート</p> <p data-bbox="498 369 670 399">仮設放水設備</p> <p data-bbox="498 457 700 487">特殊化学消火剤</p> <p data-bbox="498 680 700 709">移動式揚重設備</p> <p data-bbox="498 726 700 756">資機材運搬車両</p> <p data-bbox="498 772 617 802">防護機材</p> <p data-bbox="261 907 463 936">別添 2 (省略)</p> <p data-bbox="261 1041 344 1071">別添 3</p> <p data-bbox="261 1134 623 1163">8. 使用済燃料の処分の方法</p> <p data-bbox="261 1222 1454 1432">使用済燃料については、国内又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行うこととする。<u>海外再処理を行うに際しては、政府の確認を受けることとする。海外再処理によって得られるプルトニウム及び濃縮ウランは国内に持ち帰ることとし、また再処理によって得られるプルトニウム、若しくは濃縮ウランを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。</u></p> <p data-bbox="302 1625 463 1654">(以降、省略)</p> | <p data-bbox="1670 142 2703 306">大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損<u>並びに大規模ナトリウム火災</u>に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p data-bbox="1730 323 1955 352">仮設カバーシート</p> <p data-bbox="1730 369 1902 399">仮設放水設備</p> <p data-bbox="1730 415 1881 445"><u>泡消火設備</u></p> <p data-bbox="1730 462 1932 491">特殊化学消火剤</p> <p data-bbox="1730 508 1908 537"><u>乾燥砂消火剤</u></p> <p data-bbox="1730 554 1991 583"><u>消火剤遠隔散布設備</u></p> <p data-bbox="1730 600 2047 630"><u>仮設不活性ガス送気設備</u></p> <p data-bbox="1730 646 1908 676"><u>仮設給電設備</u></p> <p data-bbox="1730 693 1932 722">移動式揚重設備</p> <p data-bbox="1730 739 1932 768">資機材運搬車両</p> <p data-bbox="1730 785 1849 814">防護機材</p> <p data-bbox="1492 907 1754 936">別添 2 (変更なし)</p> <p data-bbox="1492 1041 1576 1071">別添 3</p> <p data-bbox="1492 1134 1855 1163">8. 使用済燃料の処分の方法</p> <p data-bbox="1492 1222 2703 1344">使用済燃料については、国内又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行うこととし、<u>再処理のために引き渡すまでの間、高速実験炉原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備にて使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。</u></p> <p data-bbox="1492 1360 2703 1524">海外再処理を行うに際しては、政府の確認を受けることとする。海外再処理によって得られるプルトニウム及び濃縮ウランは、<u>国内に持ち帰る又は海外に移転する</u>。また再処理によって得られるプルトニウム、若しくは濃縮ウランを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。</p> <p data-bbox="1504 1625 1730 1654">(以降、変更なし)</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類3】**

変更前 (2021.12.2 付補正)

別添 2

今回申請の変更の工事に要する資金の額及び調達計画は、次のとおりである。

1. 変更の工事に要する資金の額

(単位：百万円)

|                          | 総 額     |
|--------------------------|---------|
| 地盤補強対策                   | 約 2,000 |
| 耐震補強対策                   | 約 8,600 |
| 竜巻防護対象施設の補強対策            | 約 1,200 |
| 内部火災及び内部溢水に係る防護対象施設の補強対策 | 約 400   |
| 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策 | 約 2,700 |
| 中央制御室の機能の補強対策            | 約 200   |
| 原子炉停止システムの信頼性強化対策        | 約 1,700 |

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金をもって充当する計画である。

変更後

別添 2

今回申請の変更の工事に要する資金の額及び調達計画は、次のとおりである。

1. 変更の工事に要する資金の額

(単位：百万円)

|                          | 総 額     |
|--------------------------|---------|
| 地盤補強対策                   | 約 3,000 |
| 耐震補強対策                   | 約 9,400 |
| 竜巻防護対象施設の補強対策            | 約 1,200 |
| 内部火災及び内部溢水に係る防護対象施設の補強対策 | 約 1,300 |
| 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策 | 約 3,900 |
| 中央制御室の機能の補強対策            | 約 200   |
| 原子炉停止システムの信頼性強化対策        | 約 1,700 |

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金又は施設整備費補助金をもって充当する計画である。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

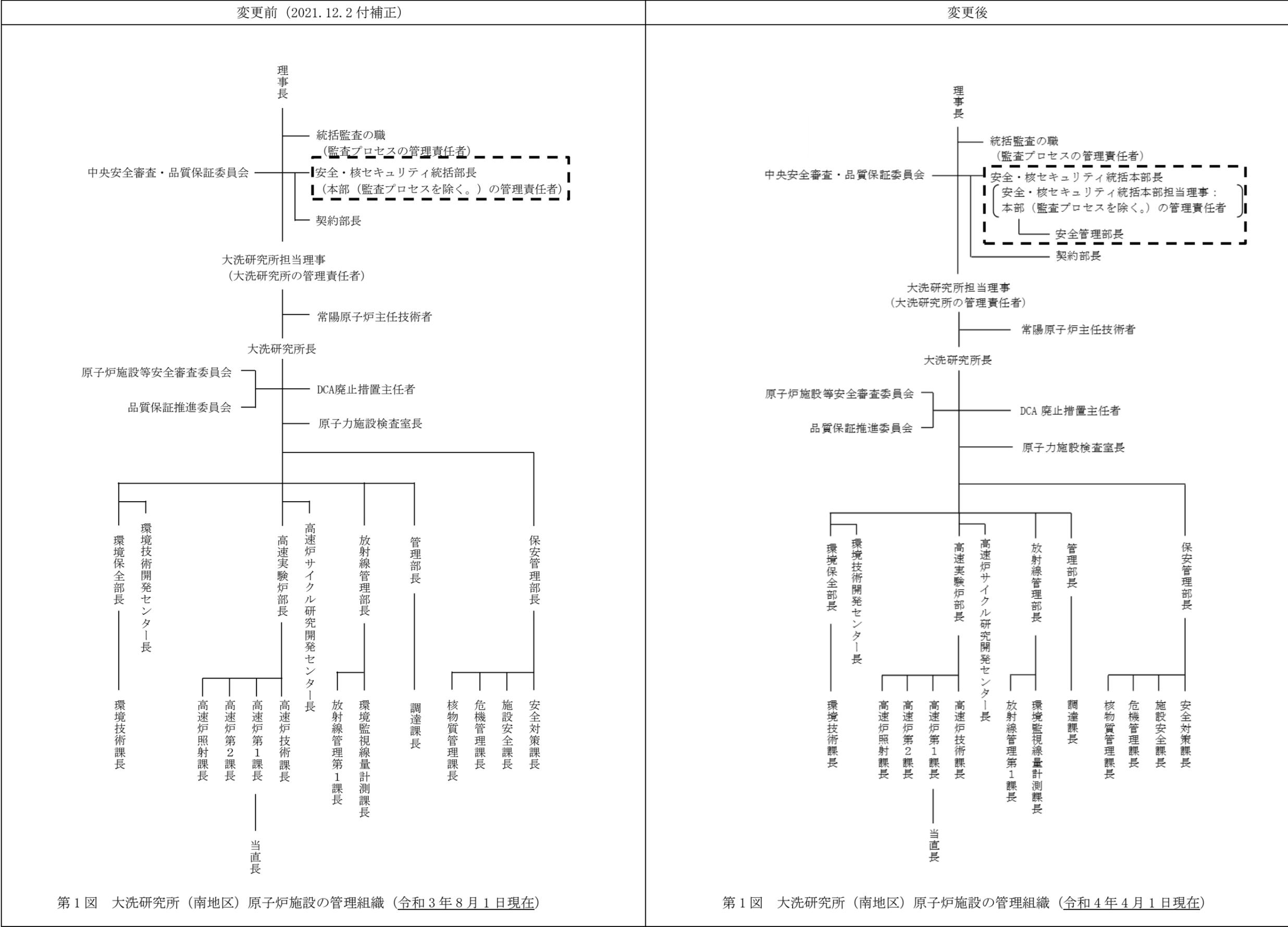
**【添付書類5】**

| 変更前（2021.12.2付補正）   | 変更後   |
|---|---|
| <p>別添4</p> <p>1. 設計及び工事のための組織</p> <p><u>令和3年8月1日現在の大洗研究所（南地区）原子炉施設の管理組織を第1図に示す。</u></p> <p>理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定」（以下「原子炉施設保安規定」という。）に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。</p> <p><u>安全・核セキュリティ統括部長は、本部の品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</u></p> <p>大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。</p> <p>大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。</p> <p>原子力施設検査室長は、独立検査組織の検査責任者として、事業者検査に関する業務を行う。</p> <p>高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画及び運転計画に係る業務を統括する。</p> <p>大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議する。</p> <p>中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。</p> <p>本変更に係る設計及び工事の主な業務は高速実験炉部及び放射線管理部において実施する。高速実験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う業務を統括する。放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う業務を統括する。</p> <p>保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動を統括する。</p> <p>契約部長は、本部における原子炉施設の保安に係る調達業務を行う。</p> <p>管理部長は、調達課長が行う大洗研究所における原子炉施設の保安に係る調達業務を統括する。</p> <p>2. ～3.<br/>（省略）</p> | <p>別添4</p> <p>1. 設計及び工事のための組織</p> <p><u>令和4年4月1日現在の大洗研究所（南地区）原子炉施設の管理組織を第1図に示す。</u></p> <p>理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定」（以下「原子炉施設保安規定」という。）に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。</p> <p><u>安全・核セキュリティ統括本部長は、理事長を補佐し、安全管理部長が行う本部としての指導、支援活動及び機構内の総合調整を統理する。また、保安上必要な場合は、理事長への意見具申及び理事長指示に基づく必要な措置を講ずる。</u></p> <p><u>安全管理部長は、大洗研究所の原子炉施設における品質マネジメント活動に関して行う指導、支援及び機構内の総合調整の業務、本部の品質マネジメント活動に係る業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</u></p> <p>大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。</p> <p>大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。</p> <p>原子力施設検査室長は、独立検査組織の検査責任者として、事業者検査に関する業務を行う。</p> <p>高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画及び運転計画に係る業務を統括する。</p> <p>大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議する。</p> <p>中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。</p> <p>本変更に係る設計及び工事の主な業務は、<u>高速実験炉部及び放射線管理部において実施する。なお、放射線管理設備に係る業務については原子炉施設保安規定に基づき放射線管理第1課が実施し、地盤改良工事に係る業務については機構内の専門組織（建設部等）に依頼し、高速実験炉部長が取りまとめを行う。</u></p> <p>高速実験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う業務を統括する。放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う業務を統括する。</p> <p>保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動を統括する。</p> <p>契約部長は、本部における原子炉施設の保安に係る調達業務を行う。</p> <p>管理部長は、調達課長が行う大洗研究所における原子炉施設の保安に係る調達業務を統括する。</p> <p>2. ～3.<br/>（変更なし）</p> |





| 変更前 (2021.12.2 付補正)                            | 変更後  |
|--|--|
| <p>10. 有資格者の選任・配置<br/>(省略)</p> <p>第1表 (省略)</p> | <p><u>ける事故トラブル経験の技術者への教育等を継続し、設計及び工事並びに運転及び保守に係る経験を適切に維持、伝承し、運転に必要な技術的能力を維持、管理する。</u></p> <p>10. 有資格者の選任・配置<br/>(変更なし)</p> <p>第1表 (変更なし)</p> |



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類6（2. 気象）】



| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p data-bbox="356 189 1454 273">ならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断される。</p> <p data-bbox="296 325 578 357">2.5.2~2.5.4 (省略)</p> <p data-bbox="267 409 578 441">2.6 参考文献 (省略)</p> <p data-bbox="237 504 549 577">第2.2.1表~第2.5.7表<br/>(省略)</p> <p data-bbox="237 598 549 672">第2.2.1図~第2.5.1図<br/>(省略)</p> | <p data-bbox="1587 189 2686 273">いうことにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。</p> <p data-bbox="1573 325 1914 357">2.5.2~2.5.4 (変更なし)</p> <p data-bbox="1498 409 1840 441">2.6 参考文献 (変更なし)</p> <p data-bbox="1469 504 1780 577">第2.2.1表~第2.5.7表<br/>(変更なし)</p> <p data-bbox="1469 598 1780 672">第2.2.1図~第2.5.1図<br/>(変更なし)</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類6（3. 地盤）】

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>3. 地盤</p> <p>3.1 調査の経緯<br/>(省略)</p> <p>3.2 敷地周辺の地質・地質構造</p> <p>3.2.1 調査内容<br/>(省略)</p> <p>3.2.2 調査結果<br/>(省略)</p> <p>3.2.2.1～3.2.2.2 (省略)</p> <p>3.2.2.3 敷地周辺陸域の地質構造</p> <p>(1) 概要<br/>(省略)</p> <p>(2) 敷地周辺陸域の断層及びリニアメント<br/>(省略)</p> <p>a. 棚倉破碎帯西縁断層 (の一部)<br/>(省略)</p> <p>b. 棚倉破碎帯東縁付近の推定活断層<br/>a)～b) (省略)</p> <p>c) 地表地質調査結果<br/>(省略)</p> <p>明神峠から折橋町にかけて判読されたリニアメントは、東側の阿武隈山地に分布する竹貫変成岩類と西側の久慈山地に分布する東金砂山層の礫岩等との不整合境界にほぼ一致しており、リニアメント付近の東金砂山層の礫岩等の走向傾斜に乱れは認められず、リニアメントと一致する断層は認められない。常陸太田市小妻町では、リニアメント付近で東金砂山層と竹貫変成岩類の不整合面が認められ、東金砂山層には複数の断層が認められるが、いずれも断層面は癒着している(第3.2.62図、第3.2.63図、第3.2.64図)。さらに、小妻町の今泉ほか編(2018)<sup>(29)</sup>において記載される推定活断層の直下で実施したトレンチ調査では、東金砂山層に破碎部や急傾斜構造は認められない(第3.2.65図、第3.2.66図)。なお、活断層研究会編(1991)<sup>(24)</sup>で古屋敷から小高東方にかけて記載された確実度Ⅲ(活断層の疑いのあるリニアメント)の位置付近には断層は認められず、同リニアメントの東側には先新第三系の竹貫変成岩類(片麻岩)、西側には新第三系の久保田層(砂岩)及び赤坂層(礫岩)が分布し、先新第三系と新第三系が不整合関係で接している。また、上渋井以南の断層近傍の新第三系は層理面が著しく傾斜しているが、同リニアメント付近の新第三系の層理面の傾斜は緩く、断層の存在を示唆する急傾斜構造も認められない。地質図を第3.2.67図に、地質断面図を第3.2.43図(1)に、露頭スケッチを第3.2.68図から第3.2.72図に示す。</p> <p>(省略)</p> <p>d) 棚倉破碎帯東縁付近の推定活断層の評価<br/>(省略)</p> <p>c.～g. (省略)</p> | <p>3. 地盤</p> <p>3.1 調査の経緯<br/>(変更なし)</p> <p>3.2 敷地周辺の地質・地質構造</p> <p>3.2.1 調査内容<br/>(変更なし)</p> <p>3.2.2 調査結果<br/>(変更なし)</p> <p>3.2.2.1～3.2.2.2 (変更なし)</p> <p>3.2.2.3 敷地周辺陸域の地質構造</p> <p>(1) 概要<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 敷地周辺陸域の断層及びリニアメント<br/>(変更なし)</p> <p>a. 棚倉破碎帯西縁断層 (の一部)<br/>(変更なし)</p> <p>b. 棚倉破碎帯東縁付近の推定活断層<br/>a)～b) (変更なし)</p> <p>c) 地表地質調査結果<br/>(変更なし)</p> <p>明神峠から折橋町にかけて判読されたリニアメントは、東側の阿武隈山地に分布する竹貫変成岩類と西側の久慈山地に分布する東金砂山層の礫岩等との不整合境界にほぼ一致しており、リニアメント付近の東金砂山層の礫岩等の走向傾斜に乱れは認められず、リニアメントと一致する断層は認められない。常陸太田市小妻町では、リニアメント付近で東金砂山層と竹貫変成岩類の不整合面が認められ、東金砂山層には複数の断層が認められるが、いずれも断層面は癒着している(第3.2.62図、第3.2.63図、第3.2.64図)。さらに、小妻町の今泉ほか編(2018)<sup>(29)</sup>において記載される推定活断層の直下で実施したトレンチ調査では、東金砂山層に破碎部や急傾斜構造は認められない(第3.2.65図、第3.2.66図)。なお、活断層研究会編(1991)<sup>(24)</sup>で古屋敷から小高東方にかけて記載された確実度Ⅲ(活断層の疑いのあるリニアメント)の位置付近には断層は認められず、同リニアメントの東側には先新第三系の竹貫変成岩類(片麻岩)、西側には新第三系の久保田層(砂岩)及び赤坂層(礫岩)が分布し、先新第三系と新第三系が不整合関係で接している。また、上渋井以南の断層近傍の新第三系は層理面が著しく傾斜しているが、同リニアメント付近の新第三系の層理面の傾斜は緩く、断層の存在を示唆する急傾斜構造も認められない。地質図を第3.2.67図に、地質断面図を第3.2.43図(1)、(2)に、露頭スケッチを第3.2.68図から第3.2.72図に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>d) 棚倉破碎帯東縁付近の推定活断層の評価<br/>(変更なし)</p> <p>c.～g. (変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(3) 敷地を中心とする半径約 30km 以遠の断層<br/>(省略)</p> <p>3. 2. 2. 4～3. 2. 2. 7 (省略)</p> <p>3. 3 敷地近傍の地質・地質構造<br/>(省略)</p> <p>3. 4 敷地の地質・地質構造</p> <p>3. 4. 1 調査内容<br/>(省略)</p> <p>3. 4. 2 調査結果</p> <p>3. 4. 2. 1 敷地の地形<br/>(省略)</p> <p>3. 4. 2. 2 敷地の地質<br/>地表地質調査結果、ボーリング調査結果等から作成した地質平面図を第3. 4. 3図に、地質断面図を第3. 4. 4図に示す。地質層序表を第3. 4. 1表に示す。敷地の地質は、新第三系中新統の多賀層群、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層、第四系更新統の東茨城層群及びM1段丘堆積物並びに第四系完新統の砂丘砂層等から成る。<br/>各地層の概要は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 多賀層群<br/>多賀層群は、主に砂質泥岩から成り、標高約-130m以深からボーリング下端の標高約-210mまで分布することが確認されている。<br/>本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナノ化石分析結果によれば、中部中新統である。</p> <p>(2) 久米層<br/>久米層は、主に砂質泥岩から成り、標高約-50m～標高約-130mに分布することが確認されている。<br/>本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナノ化石分析結果によれば、下部鮮新統～下部更新統である。</p> <p>(3) 東茨城層群<br/>東茨城層群は、主に砂、礫及びシルトから成り、M1段丘堆積物に覆われて分布する。M1段丘堆積物とは不整合面を成しており、境界付近では垂円礫を主体とする砂礫から成る。層厚は最大約70mである。本層群は、坂本 (1975) <sup>(2)</sup>の見和層中部及び石崎層に、山元 (2013) <sup>(64)</sup>の笠神層及び夏海層に相当する。山元 (2013) <sup>(64)</sup>は、笠神層はMIS7eに、夏海層をMIS7c～MIS7aに形成されたものとしている。</p> <p>(4) M1段丘堆積物<br/>M1段丘堆積物は、敷地にM1面を形成して分布する。M1面は、その層相及び敷地近傍陸域の段丘面分布との関係から、南関東の下末吉面から小原台面 (MIS5e～MIS5c ; 貝塚・松田編 (1982) <sup>(68)</sup>等) に対比される。本層群は、坂本 (1975) <sup>(2)</sup>の見和層上部層に、山元 (2013) <sup>(64)</sup>の見和層及び茨城層に相当する。山元 (2013) <sup>(64)</sup>は、見和層はMIS5eに、茨城層をMIS5cに形成されたものとしている。</p> <p>(5) 沖積層<br/>沖積層は、敷地の低地部に分布し、主に礫、砂及びシルトから成る。</p> <p>(6) 砂丘砂層</p> | <p>(3) 敷地を中心とする半径約 30km 以遠の断層<br/>(変更なし)</p> <p>3. 2. 2. 4～3. 2. 2. 7 (変更なし)</p> <p>3. 3 敷地近傍の地質・地質構造<br/>(変更なし)</p> <p>3. 4 敷地の地質・地質構造</p> <p>3. 4. 1 調査内容<br/>(変更なし)</p> <p>3. 4. 2 調査結果</p> <p>3. 4. 2. 1 敷地の地形<br/>(変更なし)</p> <p>3. 4. 2. 2 敷地の地質<br/>地表地質調査結果、ボーリング調査結果等から作成した地質平面図を第3. 4. 3図に、地質断面図を第3. 4. 4図に示す。地質層序表を第3. 4. 1表に示す。敷地の地質は、新第三系中新統の多賀層群、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層、第四系更新統の東茨城層群及びM1段丘堆積物並びに第四系完新統の砂丘砂層等から成る。<br/>各地層の概要は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 多賀層群<br/>多賀層群は、主に砂質泥岩から成り、標高約-130m以深からボーリング下端の標高約-220mまで分布することが確認されている。<br/>本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナノ化石分析結果によれば、中部中新統である。</p> <p>(2) 久米層<br/>久米層は、主に砂質泥岩から成り、標高約-50m～標高約-130mに分布することが確認されている。<br/>本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナノ化石分析結果によれば、下部鮮新統～下部更新統である。</p> <p>(3) 東茨城層群<br/>東茨城層群は、主に砂、礫及びシルトから成り、M1段丘堆積物に覆われて分布する。M1段丘堆積物とは不整合面を成しており、境界付近では垂円礫を主体とする砂礫から成る。層厚は最大約70mである。本層群は、坂本 (1975) <sup>(2)</sup>の見和層中部及び石崎層に、山元 (2013) <sup>(64)</sup>の笠神層及び夏海層に相当する。</p> <p>(4) M1段丘堆積物<br/>M1段丘堆積物は、敷地にM1面を形成して分布する。M1面は、その層相及び敷地近傍陸域の段丘面分布との関係から、南関東の下末吉面から小原台面 (MIS5e～MIS5c ; 貝塚・松田編 (1982) <sup>(68)</sup>等) に対比される。本層群は、坂本 (1975) <sup>(2)</sup>の見和層上部層に、山元 (2013) <sup>(64)</sup>の見和層及び茨城層に相当する。</p> <p>(5) 沖積層<br/>沖積層は、敷地の低地部に分布し、主に礫、砂及びシルトから成る。</p> <p>(6) 砂丘砂層</p> |





















| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>Is-S<sub>2</sub>L層</p> $\frac{G}{G_0} = 1/(1 + 5.20\gamma^{0.946})$ $h = 21.2\gamma/(\gamma + 0.311) + 0.583$ | <p>Is-S<sub>2</sub>L層</p> $\frac{G}{G_0} = 1/(1 + 5.30\gamma^{1.04})$ $h = 28.1\gamma/(\gamma + 0.453) + 0.803$  |
| <p>Is-S<sub>3</sub>層</p> $\frac{G}{G_0} = 1/(1 + 5.44\gamma^{0.965})$ $h = 22.4\gamma/(\gamma + 0.312) + 0.412$  | <p>Is-S<sub>3</sub>層</p> $\frac{G}{G_0} = 1/(1 + 4.72\gamma^{1.00})$ $h = 29.6\gamma/(\gamma + 0.517) + 0.740$   |
| <p>3.5.2.3 原位置試験結果<br/>(1) PS検層による弾性波速度</p>  | <p>(3) 改良地盤の試験結果</p> <p>a. 物理特性<br/>採取した32個の試料について物理試験を実施した。湿潤密度 <math>\rho_t</math>、含水比w、土粒子の密度 <math>\rho_s</math>、間隙比eの試験結果を第3.5.2表に示す。改良地盤の湿潤密度 <math>\rho_t</math> は平均2.05g/cm<sup>3</sup>、含水比wは平均23.8%、土粒子の密度 <math>\rho_s</math> は平均2.69g/cm<sup>3</sup>、間隙比eは平均0.65である。</p> <p>b. 引張強さ<br/>引張強さ試験の結果を第3.5.26図に示す。室内再構成試料の供試体による最小値は、0.438N/mm<sup>2</sup>である。ただし、引張強さは「建築物のための改良地盤の設計及び品質管理指針」(2018) <sup>(124)</sup>を参考に保守的に0.3N/mm<sup>2</sup>を設定する。</p> <p>c. 三軸圧縮試験結果 (強度特性)<br/>三軸圧縮試験 (UU条件) によるピーク強度及び残留強度の破壊応力円を第3.5.27図に示す。</p> <p>改良地盤 (UU条件)</p> $\tau = 1.12 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ \quad (\text{N/mm}^2)$ $\tau_r^2 = 1.10 \sigma \quad (\text{N/mm}^2) \quad (\sigma < 0.314\text{N/mm}^2)$ $\tau_r = 0.468 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ \quad (\text{N/mm}^2) \quad (\sigma \geq 0.314\text{N/mm}^2)$ <p>d. 静弾性係数<br/>三軸圧縮試験から得られた静弾性係数E<sub>50</sub>を第3.5.3表(2)に示す。静弾性係数E<sub>50</sub>は、平均1,720N/mm<sup>2</sup>である。</p> <p>e. 静ポアソン比<br/>一軸圧縮試験から得られた静ポアソン比を第3.5.3表(2)に示す。静ポアソン比は、平均0.18である。</p> <p>f. 動的変形特性<br/>繰返し三軸試験 (変形特性) の結果を第3.5.28図に示す。正規化動せん断弾性係数G/G<sub>0</sub>及び減衰率hとせん断ひずみ<math>\gamma</math>の関係は次式で近似される。</p> <p>改良地盤</p> $\frac{G}{G_0} = 1/(1 + 3.44\gamma^{0.998})$ $h = 12.5\gamma/(\gamma + 0.393) + 1.40$ <p>3.5.2.3 原位置試験結果<br/>(1) PS検層による弾性波速度</p> |

















第 3. 5. 5 表 初期動せん断弾性係数と動ポアソン比

| 地質名<br>(記号) |        | 初期動せん断弾性<br>係数             | 動ポアソン比  |
|-------------|--------|----------------------------|---------|
|             |        | $G_0$ (N/mm <sup>2</sup> ) | $\nu_d$ |
| 埋戻土         | 埋戻土    | $733-19.8 \cdot Z$         | 0.35    |
| ローム層        | Lm     | 40.8                       | 0.45    |
| 見和層上部層      | Mu-S1  | 195                        | 0.43    |
|             | Mu-C   | 148                        | 0.44    |
|             | Mu-S   | 164                        | 0.45    |
|             | Mu-S2  | 338                        | 0.31    |
|             | Mu-Sg  | 409                        | 0.44    |
|             | Mu-S3  | 386                        | 0.38    |
| 見和層中部層      | Mm-Sg  | 631                        | 0.35    |
| 石崎層         | Is-S1  | 358                        | 0.46    |
|             | Is-C   | 274                        | 0.47    |
|             | Is-S2U | 266                        | 0.47    |
|             | Is-Sc  | 291                        | 0.47    |
|             | Is-S2L | 383                        | 0.46    |
|             | Is-Sg  | 714                        | 0.44    |
|             | Is-S3  | 477                        | 0.45    |
|             | 久米層    | Km                         | 487     |
|             | Ks     | 684                        | 0.44    |
| 多賀層群        | Tg     | 1540                       | 0.39    |

Z:標高(m)

第 3. 5. 5 表 初期動せん断弾性係数と動ポアソン比

| 地質名<br>(記号) |                     | 初期動せん断弾性<br>係数             | 動ポアソン比  |
|-------------|---------------------|----------------------------|---------|
|             |                     | $G_0$ (N/mm <sup>2</sup> ) | $\nu_d$ |
| 埋戻土         | B                   | $733-19.8 \cdot Z$         | 0.35    |
| ローム層        | Lm                  | 71.4                       | 0.43    |
| 見和層上部層      | Mu-S <sub>1</sub>   | 179                        | 0.42    |
|             | Mu-C                | 155                        | 0.45    |
|             | Mu-S                | 191                        | 0.46    |
|             | Mu-S <sub>2</sub>   | 328                        | 0.30    |
|             | 見和層中部層              | Mm-Sg                      | 626     |
| 石崎層         | Is-S <sub>1</sub>   | 323                        | 0.47    |
|             | Is-C                | 267                        | 0.47    |
|             | Is-S <sub>2</sub> U | 263                        | 0.47    |
|             | Is-Sc               | 299                        | 0.47    |
|             | Is-S <sub>2</sub> L | 370                        | 0.46    |
|             | Is-S <sub>3</sub>   | 376                        | 0.46    |
| 久米層         | Km                  | 463                        | 0.45    |
|             | Ks                  | 588                        | 0.44    |
| 多賀層群        | Tg                  | 1190                       | 0.41    |
| 改良地盤        | I                   | 1090                       | 0.41    |

Z:標高(m)





第3.6.2表(1) すべり安全率 (A-A' 断面)

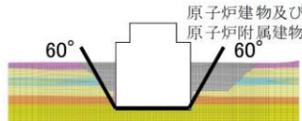
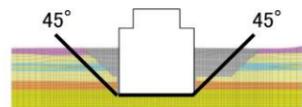
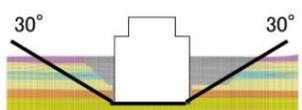
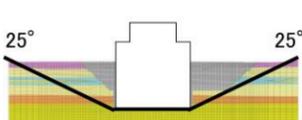
| 番号 | 想定すべり線形状 | 地震動 <sup>※1</sup> | すべり安全率 <sup>※3</sup> |                |
|----|----------|-------------------|----------------------|----------------|
|    |          |                   | 基本モデル <sup>※2</sup>  | 地盤強度<br>ばらつき考慮 |
| 1  |          | S s - D<br>(+, -) | 2.9<br>[46.62]       | -              |
| 2  |          | S s - D<br>(+, -) | 2.6<br>[46.63]       | -              |
| 3  |          | S s - D<br>(+, -) | 2.3<br>[46.63]       | -              |
| 4  |          | S s - D<br>(+, -) | 2.2<br>[46.63]       | 1.9<br>[46.63] |

※1 (+, +) 位相反転なし、(-, +) 水平反転、(+, -) 鉛直反転、(-, -) 水平反転かつ鉛直反転

※2 地盤強度を平均強度、解析用地下水位を地表面に設定したモデルを基本とする。

※3 [ ] は発生時刻 (秒)

第 3.6.2 表(2) すべり安全率 (B-B' 断面)

| 番号 | 想定すべり線形状  | 地震動 <sup>※1</sup> | すべり安全率 <sup>※3</sup> |                |
|----|---|-------------------|----------------------|----------------|
|    |   |                   | 基本モデル <sup>※2</sup>  | 地盤強度<br>ばらつき考慮 |
| 1  |    | S s - D<br>(+, -) | 3.6<br>[46.62]       | -              |
| 2  |   | S s - D<br>(+, -) | 2.8<br>[46.65]       | -              |
| 3  |  | S s - D<br>(+, -) | 2.2<br>[46.66]       | -              |
| 4  |  | S s - D<br>(+, -) | 2.0<br>[46.67]       | 1.8<br>[46.67] |

※1 (+, +) 位相反転なし、(-, +) 水平反転、(+, -) 鉛直反転、(-, -) 水平反転かつ鉛直反転

※2 地盤強度を平均強度、解析用地下水位を地表面に設定したモデルを基本とする。

※3 [ ] は発生時刻 (秒)



第 3.6.3 表 基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜

| 断面   | 施設名                    | 地震動 <sup>※1</sup> | 基礎底面両端の最大相対変位 <sup>※2</sup><br>( $ \delta_{v1} - \delta_{v2} $ ) | 基礎底面両端の最大傾斜<br>( $ \delta_{v1} - \delta_{v2} /L$ <sup>※3</sup> ) |
|------|------------------------|-------------------|--|--|
| A-A' | 原子炉建物<br>及び<br>原子炉附属建物 | S s - D<br>(+, +) | 2.32cm<br>[39.69]  | 1/2,370  |
|      | 主冷却機建物                 | S s - 2<br>(+, +) | 0.36cm<br>[ 8.09]  | 1/7,600  |
| B-B' | 原子炉建物<br>及び<br>原子炉附属建物 | S s - D<br>(+, +) | 1.39cm<br>[39.66]  | 1/3,500  |
| C-C' | 主冷却機建物                 | S s - D<br>(+, +) | 0.84cm<br>[22.88]  | 1/7,900  |

※1 (+, +) 位相反転なし、(-, +) 水平反転、(+, -) 鉛直反転、(-, -) 水平反転かつ鉛直反転

※2 [ ] は発生時刻 (秒)

※3 [A-A' 原子炉建物及び原子炉附属建物] L = 55.00 m、

[A-A' 主冷却機建物] L = 27.40 m、

[B-B'] L = 50.00 m、

[C-C'] L = 67.00 m

第 3.7.1 表 主な地質調査会社一覧表

| 調査名  | 実施年度                  | 会社名             | 摘要                  |
|------|-----------------------|-----------------|---------------------|
| 地質調査 | 平成 18 年度～<br>平成 21 年度 | 株式会社ダイヤコンサルタント  | 敷地周辺<br>敷地近傍<br>敷地内 |
|      | 平成 19 年度～<br>平成 20 年度 | 総合地質調査株式会社      | 敷地前面海域              |
|      |                       | 川崎地質株式会社        |                     |
|      | 昭和 39 年度              | 東邦基礎調査株式会社      | 敷地内                 |
|      | 昭和 59 年度              | 京浜調査工事株式会社      |                     |
|      | 昭和 61 年度              | 基礎地盤コンサルタント株式会社 |                     |
|      | 昭和 62 年度              |                 |                     |
|      | 平成 2 年度               |                 |                     |
|      | 平成 4 年度               |                 |                     |
|      | 平成 10 年度              |                 |                     |
|      | 平成 18 年度              |                 |                     |
|      | 昭和 63 年度              |                 |                     |
|      | 平成 21 年度              | 川崎地質株式会社        |                     |
|      | 平成 27 年度              | 応用地質株式会社        |                     |
|      | 平成 29 年度              |                 |                     |

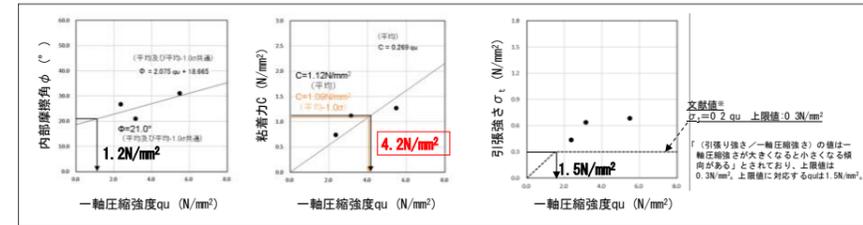
第 3.7.1 表 主な地質調査会社一覧表

| 地質調査                | 実施年度                  | 会社名             |
|---------------------|-----------------------|-----------------|
| 敷地周辺<br>敷地近傍<br>敷地内 | 平成 18 年度～<br>平成 21 年度 | 株式会社ダイヤコンサルタント  |
|                     | 令和 4 年度               |                 |
| 敷地前面海域              | 平成 19 年度～<br>平成 20 年度 | 総合地質調査株式会社      |
|                     |                       | 川崎地質株式会社        |
| 敷地内                 | 昭和 39 年度              | 東邦基礎調査株式会社      |
|                     | 昭和 59 年度              | 京浜調査工事株式会社      |
|                     | 昭和 61 年度              | 基礎地盤コンサルタント株式会社 |
|                     | 昭和 62 年度              |                 |
|                     | 平成 2 年度               |                 |
|                     | 平成 4 年度               |                 |
|                     | 平成 10 年度              |                 |
|                     | 平成 18 年度              |                 |
|                     | 昭和 63 年度              |                 |
|                     | 平成 21 年度              | 川崎地質株式会社        |
|                     | 平成 27 年度              | 応用地質株式会社        |
|                     | 平成 29 年度              |                 |

第 3. 8. 1 表 改良地盤の確認項目及び基準値

| 確認項目    | 要求品質             | 必要改良範囲 |  | 備考  |
|---------|------------------|--------|--|---|
| 改良地盤の範囲 | 必要改良範囲が施工されていること | 幅      | 基準位置（東西外壁面）から 7m 以上                        | 改良体の配置（ロッド挿入位置）※1の確認により、必要改良幅及び必要改良奥行き以上改良されていることを確認する。 |
|         |                  | 奥行き    | 基準位置（南外壁面）から 27.5m 以上                      |   |
|         |                  | 高さ     | 上端<br>東側 T.P.+23.5m 以上<br>西側 T.P.+21.5m 以上 | 下端<br>東側 T.P.+10.6m 以下<br>西側 T.P.+10.3m 以下              |

| 確認項目    | 要求品質                                | 基準値                                  | 備考   |
|---------|-------------------------------------|--------------------------------------|--|
| 改良地盤の強度 | 改良地盤の強度特性（粘着力、内部摩擦角、引張強さ）が確保されていること | 一軸圧縮強度 $q_u$ 4.2N/mm <sup>2</sup> 以上 | 強度特性（粘着力、内部摩擦角、引張強さ）と一軸圧縮強度 $q_u$ との相関関係から算出した一軸圧縮強度 $q_u$ 4.2 N/mm <sup>2</sup> を基準値として採用し、基準値以上であることを確認する。 |



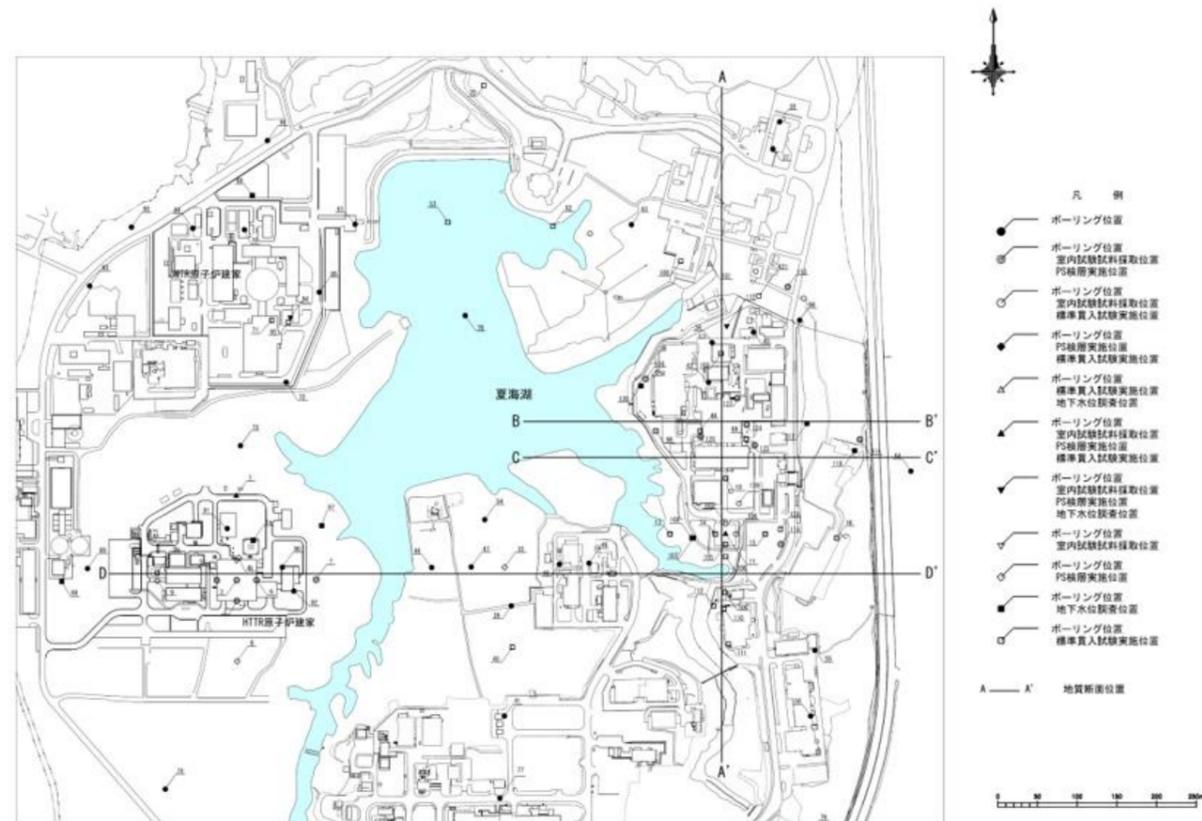
室内配合試験による一軸圧縮強度 $q_u$ と評価に用いる強度特性の相関関係  
(内部摩擦角 $\phi$ 、粘着力 $C$ 、引張強さ $\sigma_t$ )

※2018年度版 建築物のための改良地盤の設計及び品質管理指針-セメント系固化材を用いた深層・浅層混合処理工法-、日本建築センター

第 3. 8. 2 表 改良地盤の試験頻度

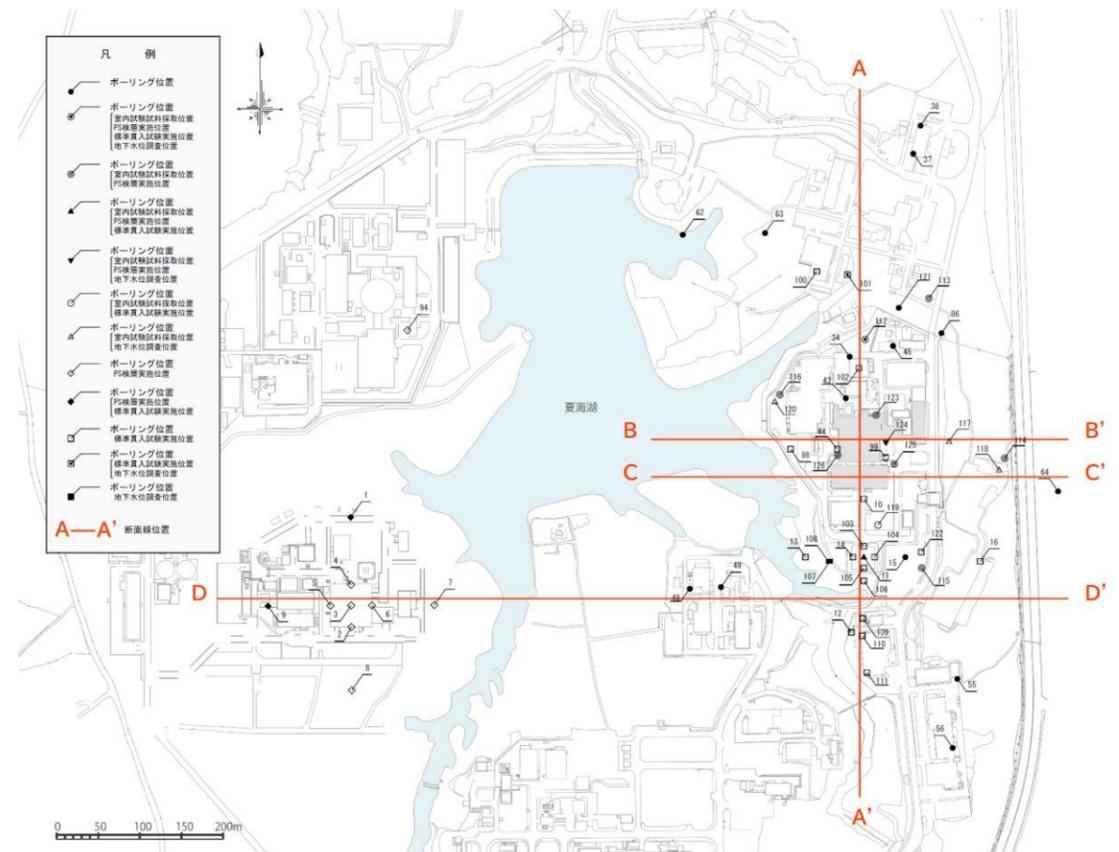
| 基準名称  | 基準における試験頻度の目安  | 設定する試験頻度  |
|---|--|---|
| 2018年度版 建築物のための改良地盤の設計及び品質管理指針-セメント系固化材を用いた深層・浅層混合処理工法- (日本建築センター、2018) | 検査対象層（改良範囲内の各土層）に対して、100本の改良コラムに1箇所以上かつ1検査対象群に1箇所以上。 | <ul style="list-style-type: none"> <li>調査箇所は、改良土量が約5000m<sup>3</sup>（改良体本数100本未満）であることから、東側・西側の改良地盤に対して、各3箇所とする。</li> <li>試験（一軸圧縮試験）は、改良範囲内の各土層に対して実施する。</li> </ul> |
| 建築基礎設計のための地盤改良設計指針案 (日本建築学会、2006)                                       | 改良体100本ごとに1本以上。                                      |   |
| 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程 (日本電気協会、2009)                     | 改良体300本ごとに1本以上。                                      |   |
| 陸上工事における深層混合処理工法 設計施工マニュアル 改訂版 (土木研究センター、2004)                          | 設計強度ごとに改良体500本未満は3本×3深度、500本以上は250本ごとに1本追加。          |   |
| 港湾・空港における深層混合処理工法技術マニュアル (沿岸技術研究センター、2014)                              | 改良土量10000m <sup>3</sup> ごとに1本程度。                     |   |

第 3. 2. 1 図～第 3. 4. 4 図 (省略)

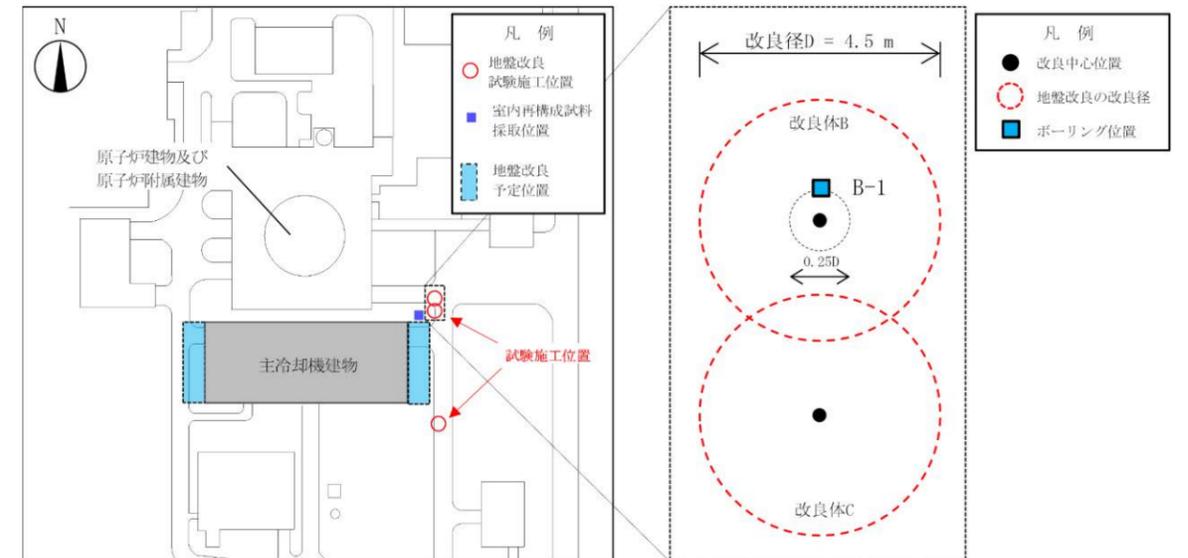


第 3. 5. 1 図 原子炉施設設置位置付近の調査位置図

第 3. 2. 1 図～第 3. 4. 4 図 (変更なし)



第 3. 5. 1 図(1) 原子炉施設設置位置付近の調査位置図

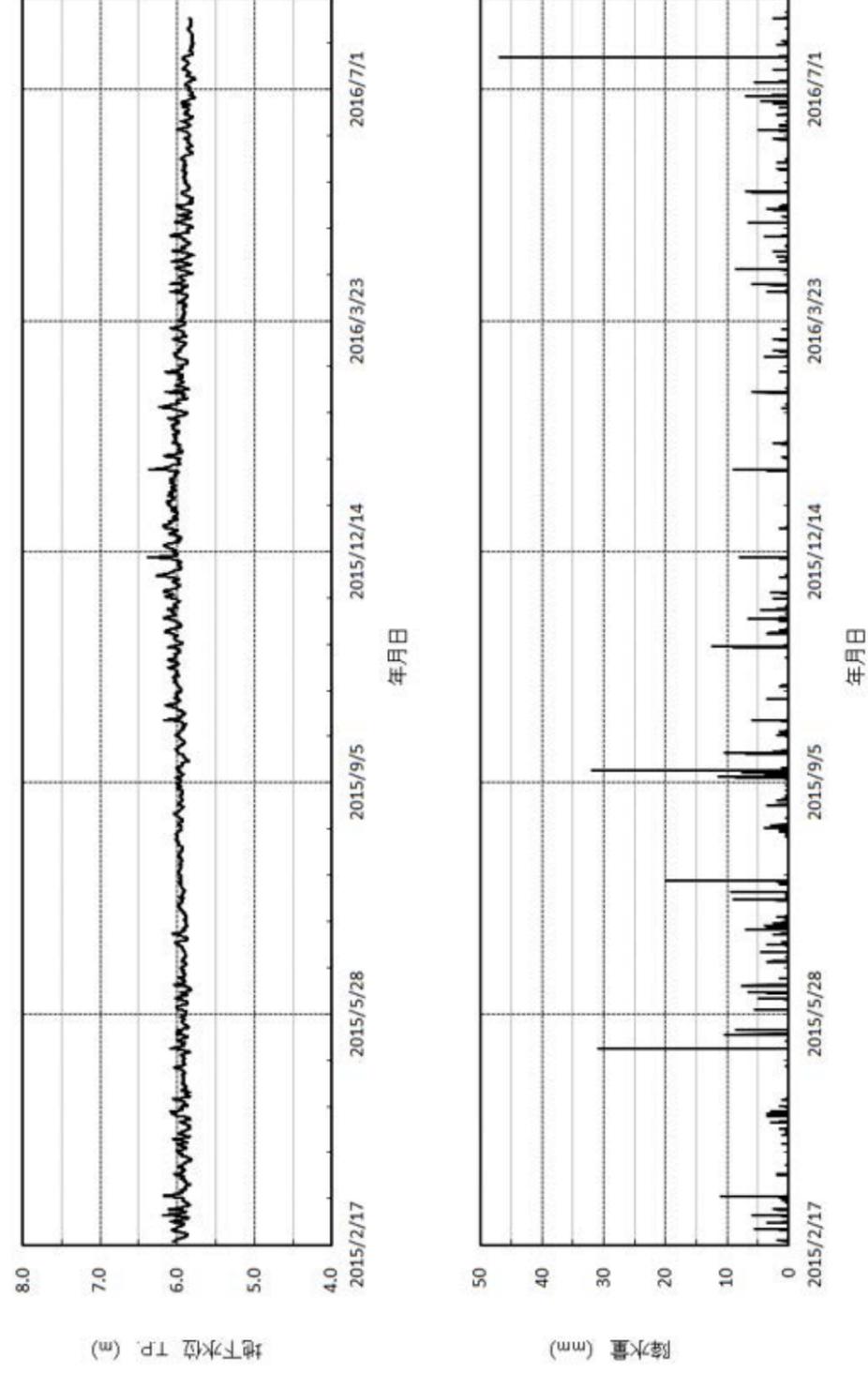


第 3.5.1 図(2) 原子炉施設設置位置付近の調査位置図 試験施工位置 (改良体)

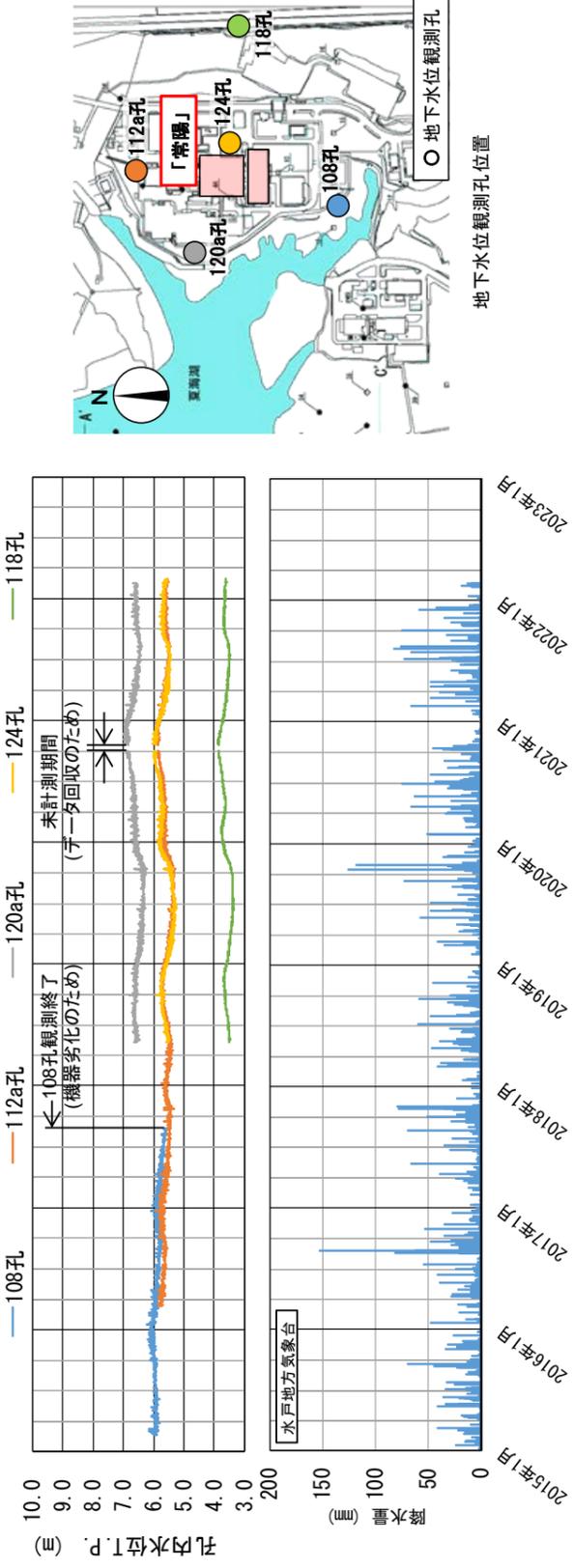
第 3.5.2 図～第 3.5.9 図(4) (省略)

第 3.5.2 図～第 3.5.9 図(4) (変更なし)





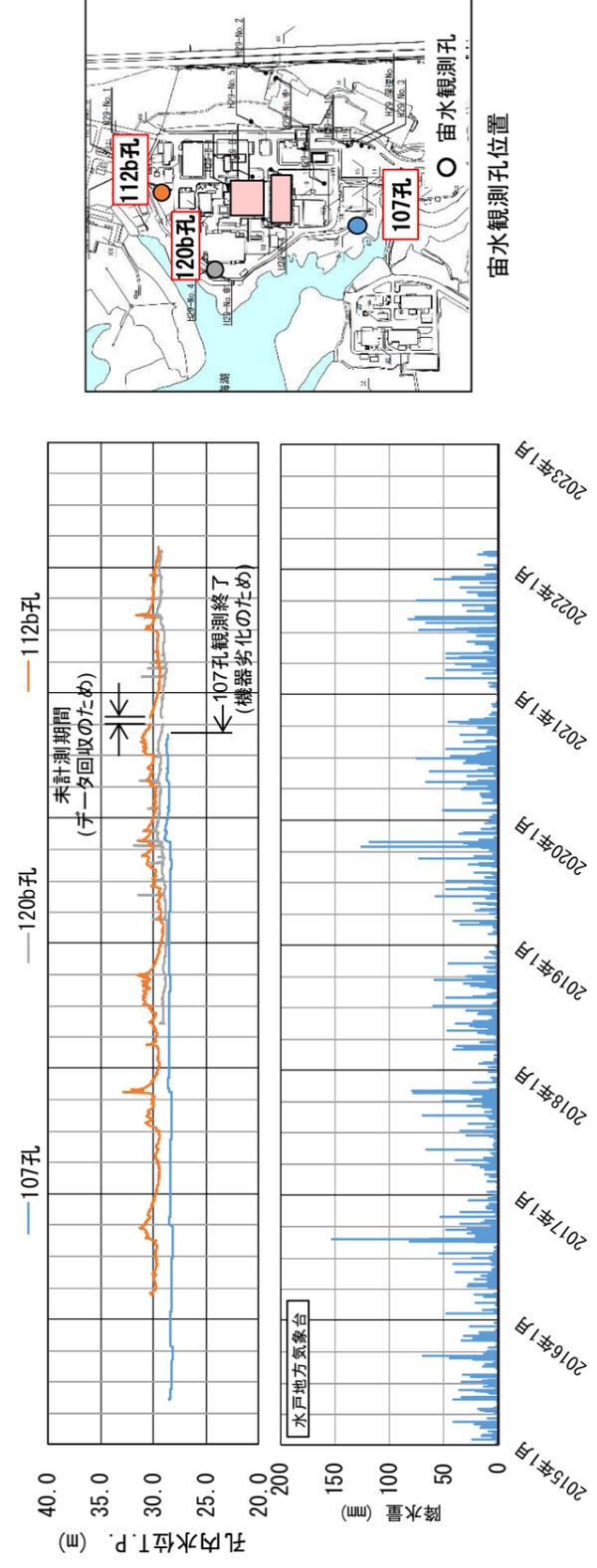
第 3. 5. 14 図 地下水位変動図 (No.108)



第 3. 5. 14 図(1) 地下水位変動図 (常水位) (No.108 孔、No.112a 孔、No.118 孔、No.120a 孔、No.124 孔)

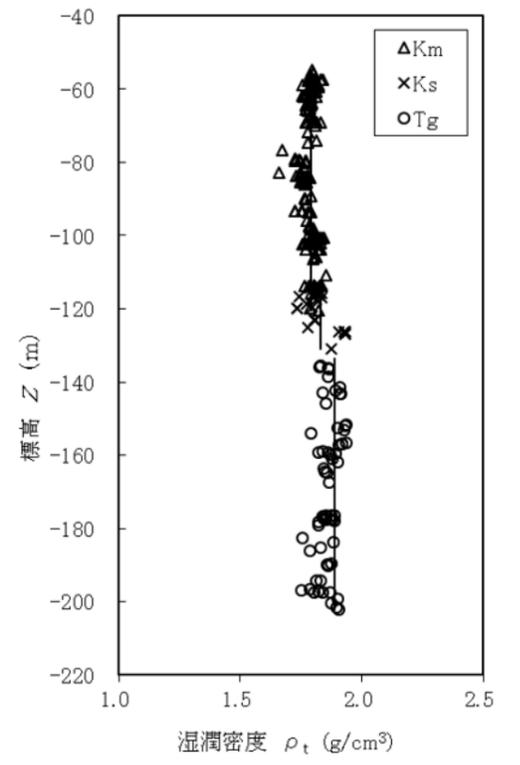
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



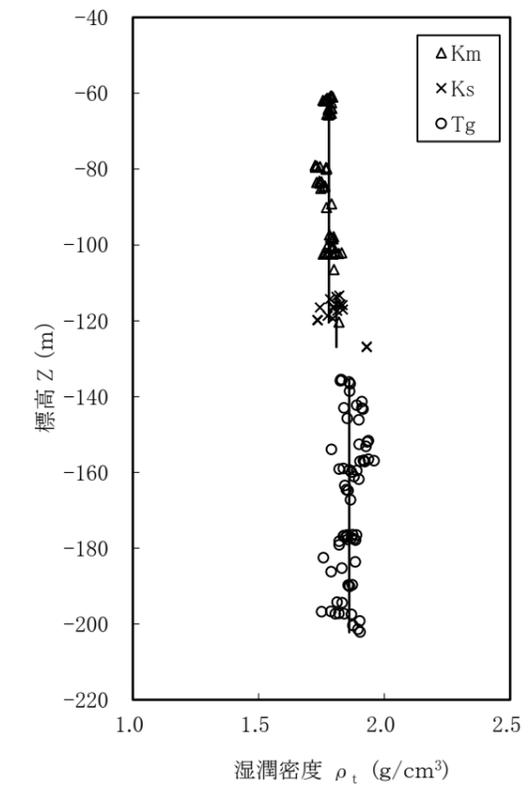
第 3.5.14 図(2) 地下水水位変動図 (宙水位) (No.107 孔、No.112b 孔、No.120b 孔)

第 3. 5. 15 図～第 3. 5. 18 図 (省略)

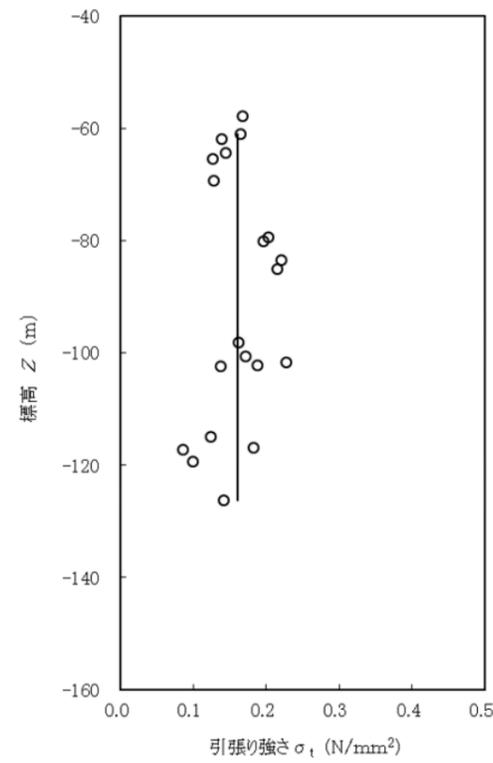


第 3. 5. 19 図 湿潤密度試験結果

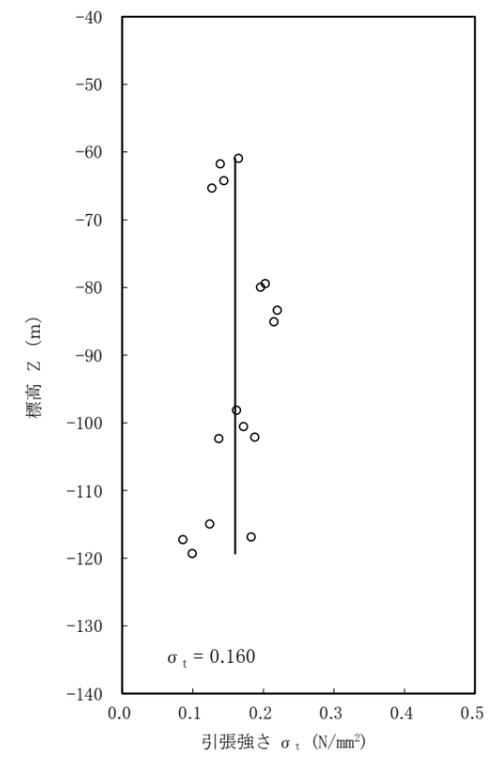
第 3. 5. 15 図～第 3. 5. 18 図 (変更なし)



第 3. 5. 19 図 湿潤密度試験結果

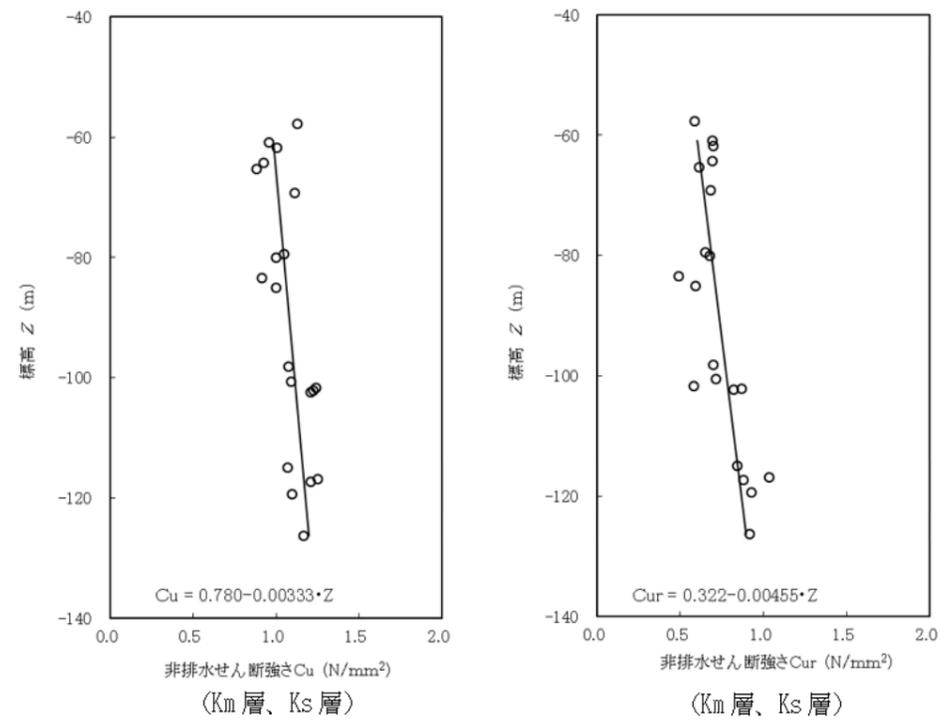


第 3. 5. 20 図 引張強さ  $\sigma_t$  の試験結果



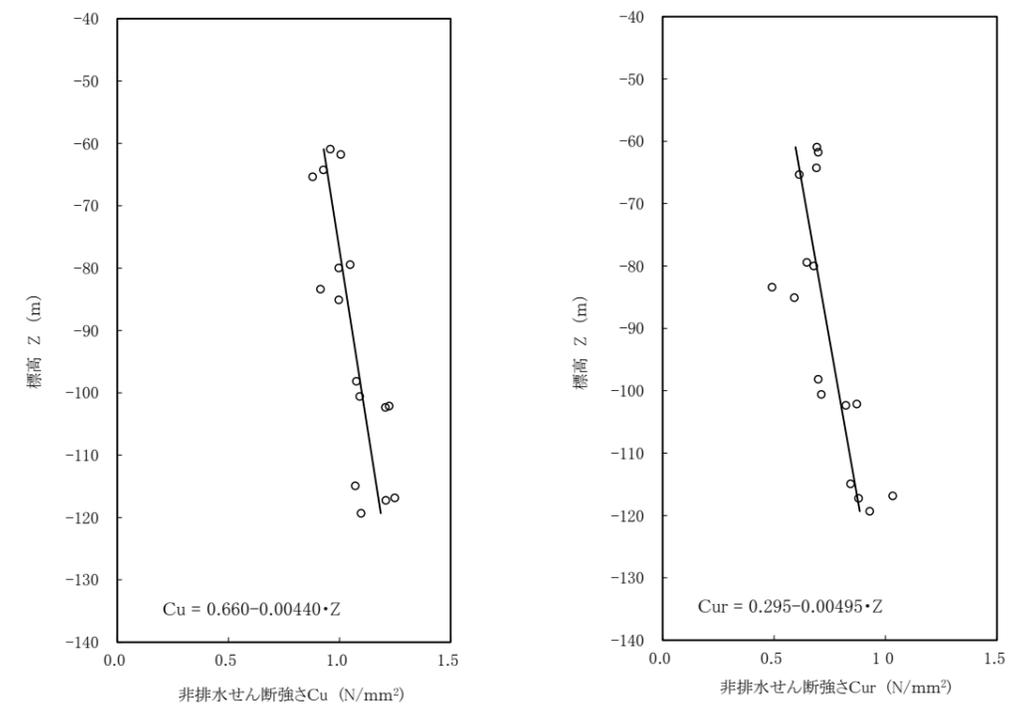
第 3. 5. 20 図 引張強さ  $\sigma_t$  の試験結果 (Km 層、Ks 層)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

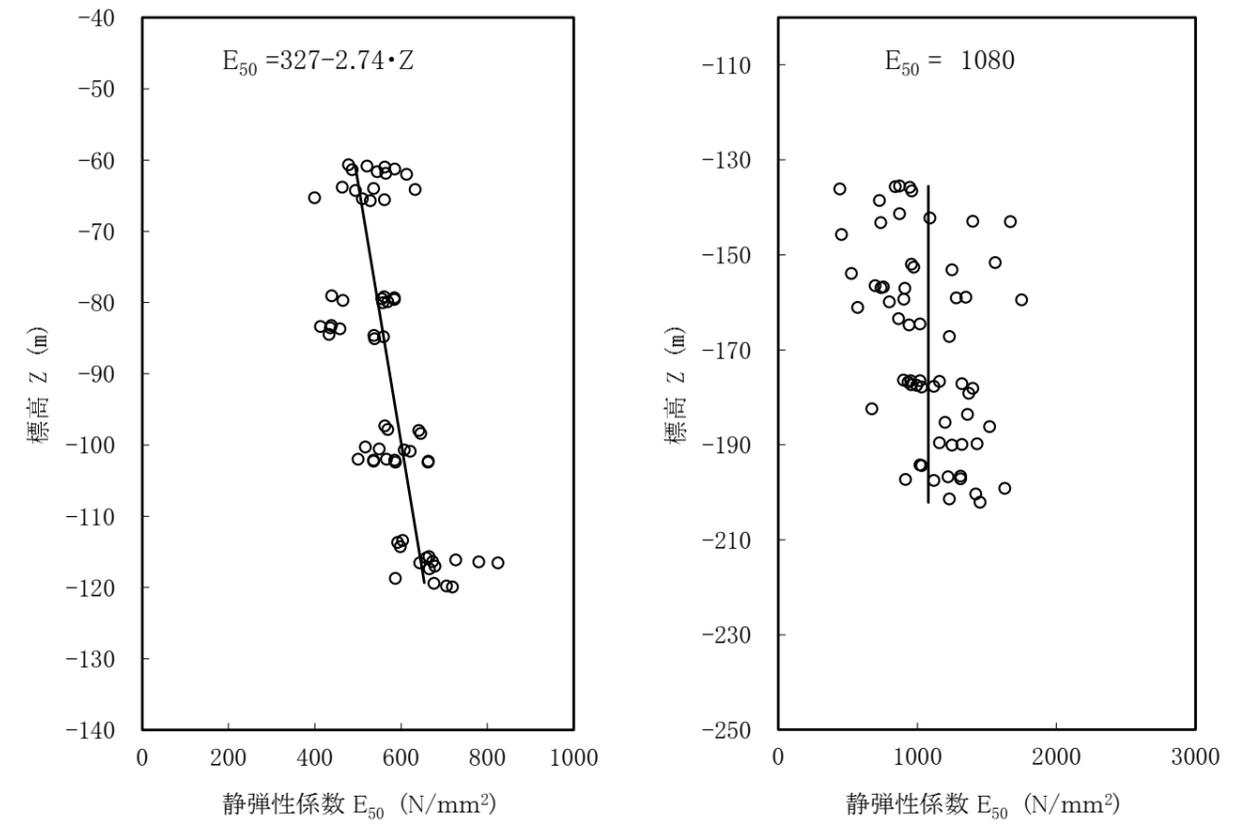
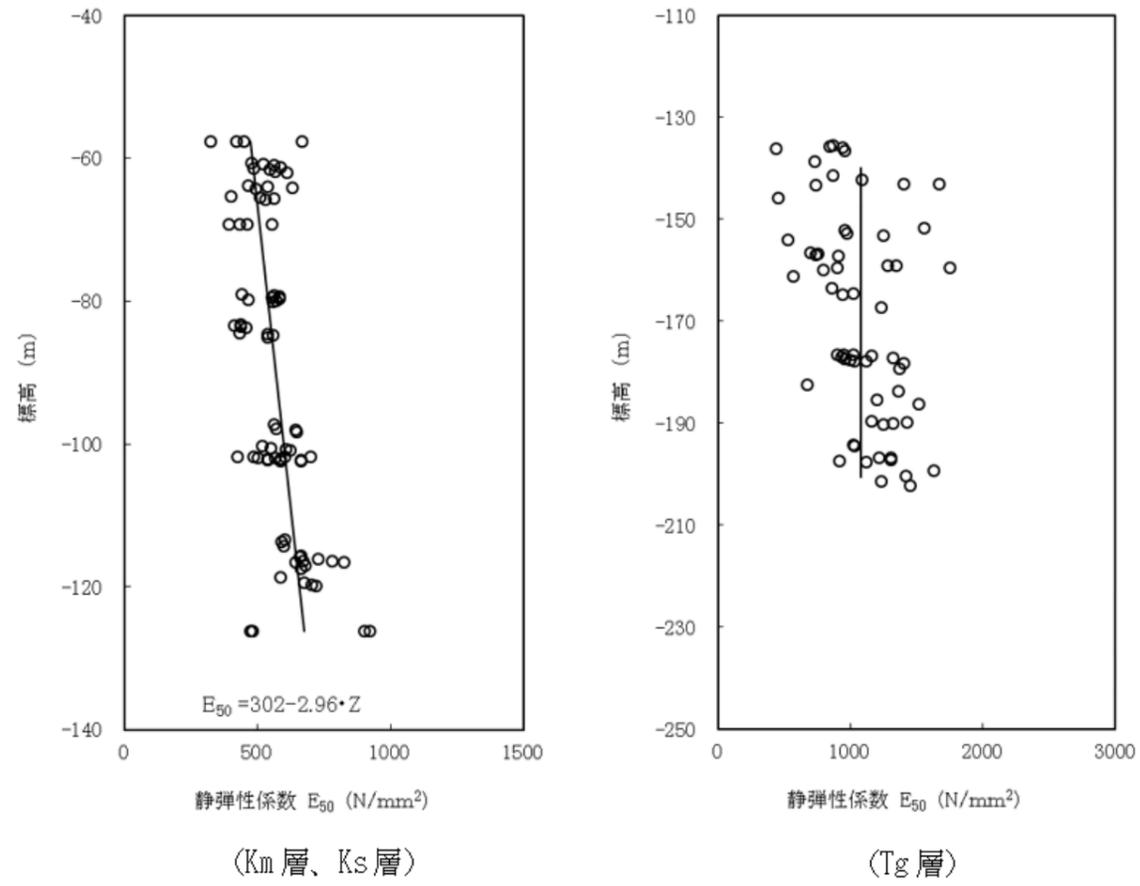


第 3. 5. 21 図 非排水せん断強さと標高の関係

変更後

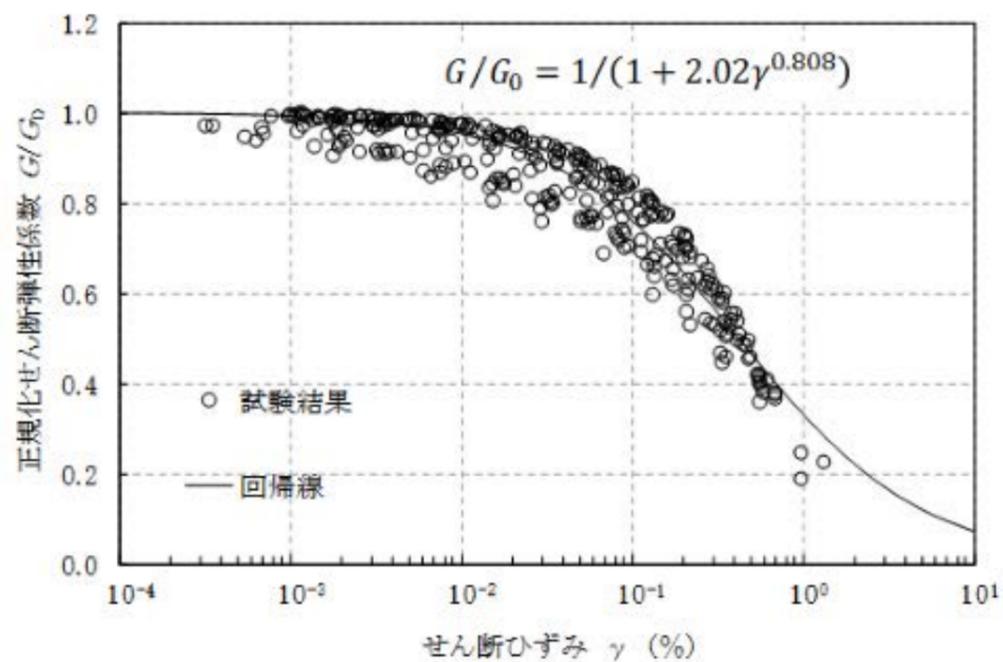


第 3. 5. 21 図 非排水せん断強さと標高の関係 (Km層、Ks層)

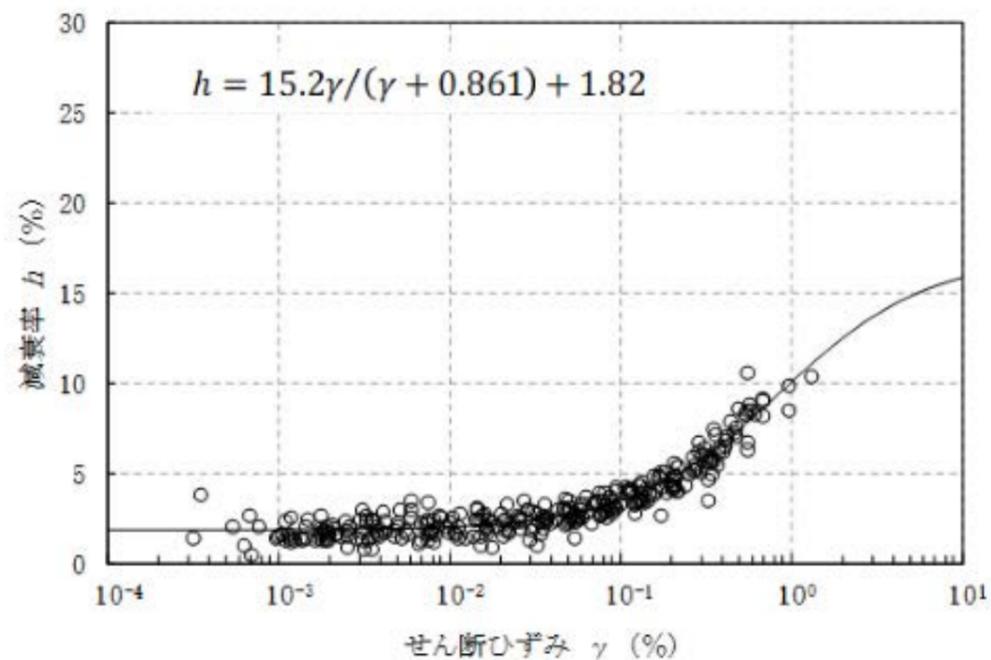


第 3.5.22 図 三軸圧縮試験の静弾性係数と標高の関係

第 3.5.22 図 三軸圧縮試験の静弾性係数と標高の関係 (左: Km層、Ks層、右: Tg層)

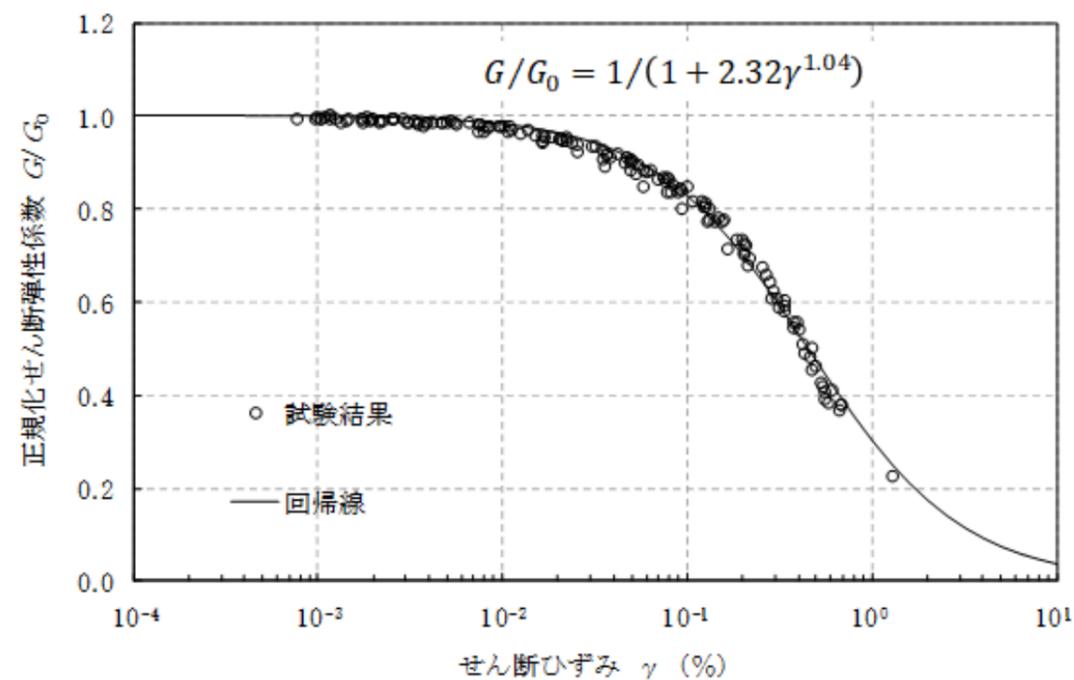


(a) 動的変形特性

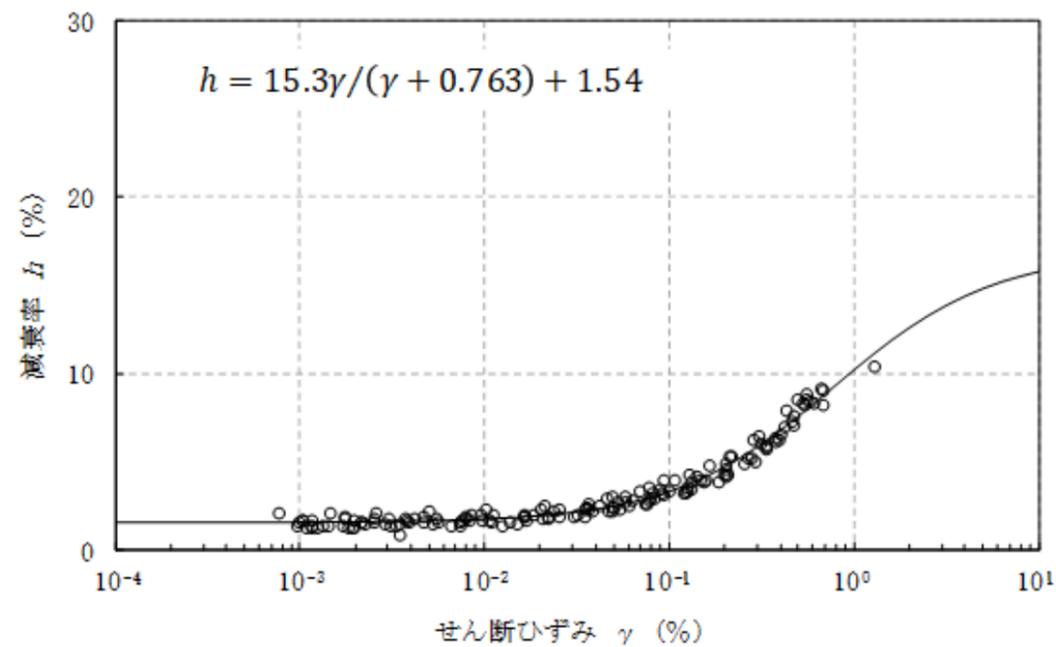


(b) 減衰特性

第 3.5.23 図(1) 繰り返し三軸試験結果 (Km 層)

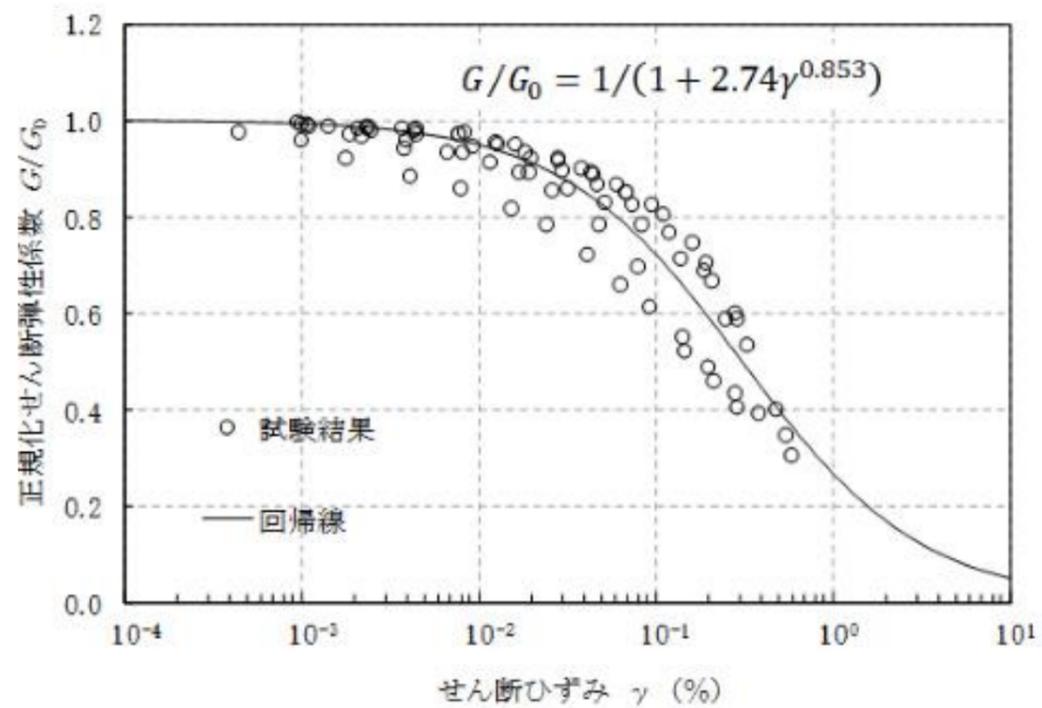


(a) 動的変形特性

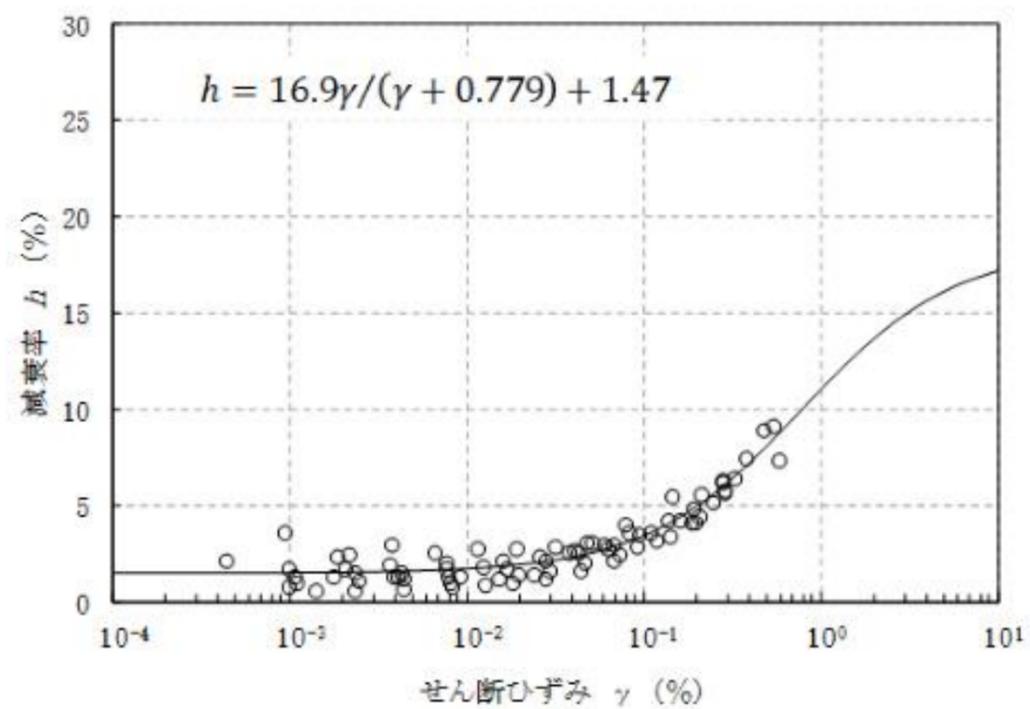


(b) 減衰特性

第 3.5.23 図(1) 繰り返し三軸試験結果 (Km 層)

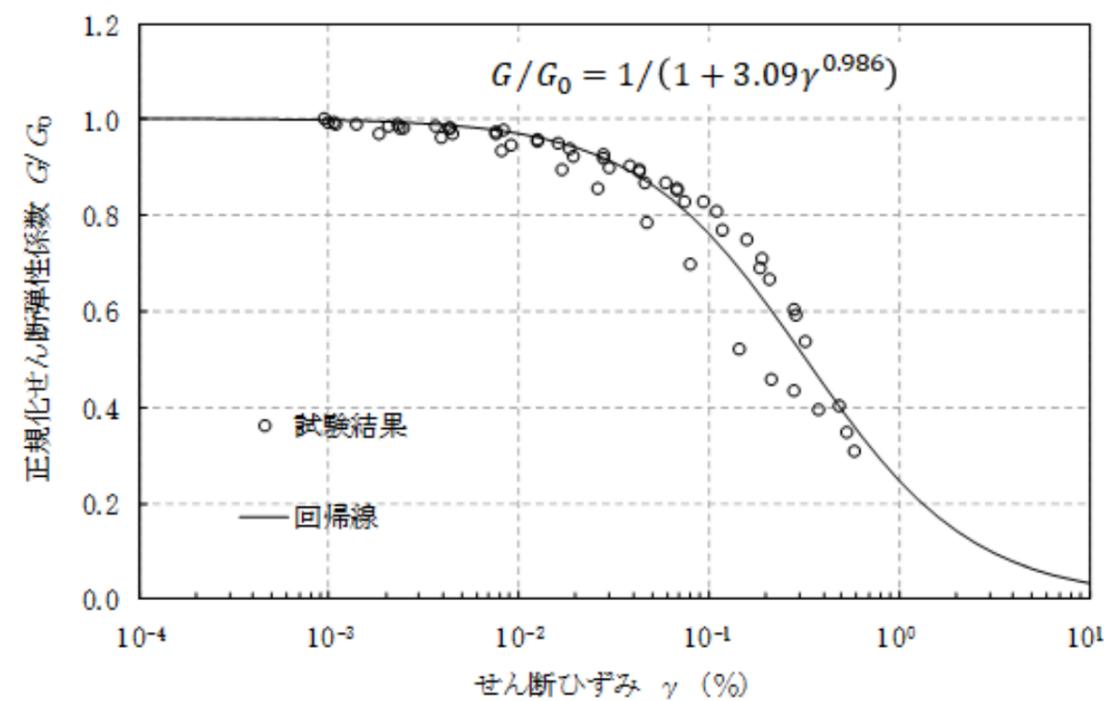


(a) 動的変形特性

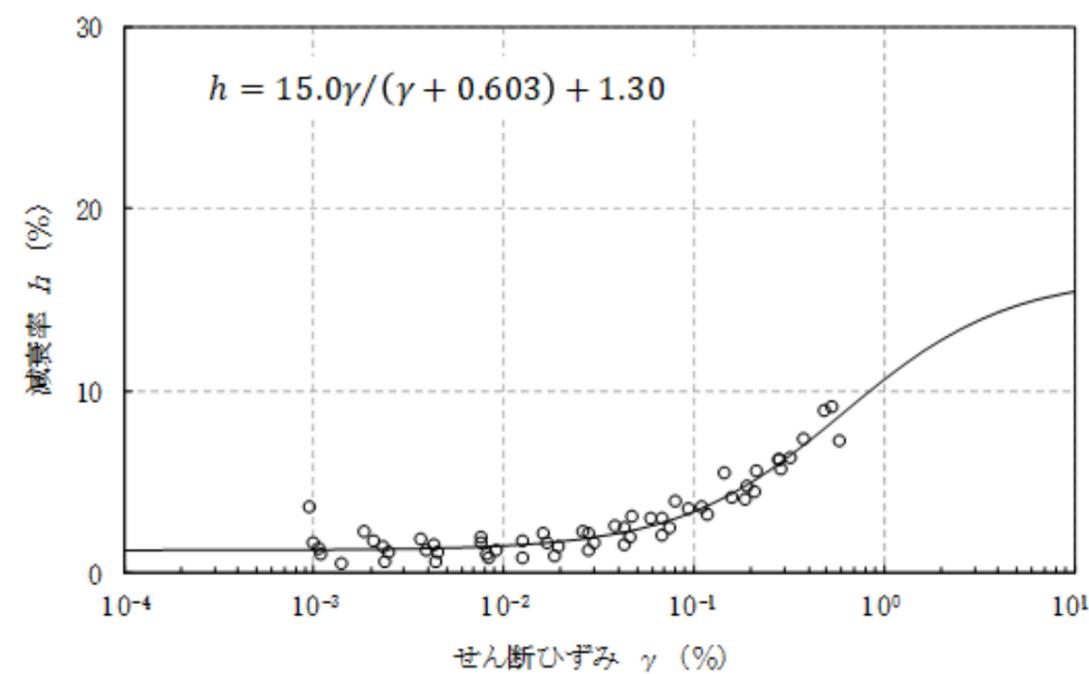


(b) 減衰特性

第 3.5.23 図(2) 繰り返し三軸試験結果 (Ks 層)

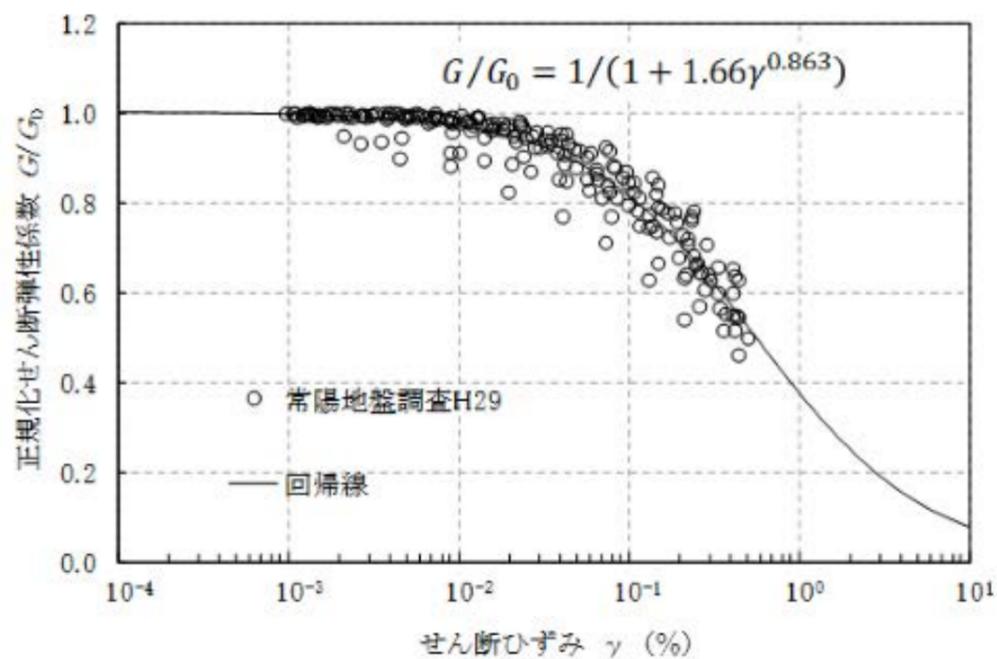


(a) 動的変形特性

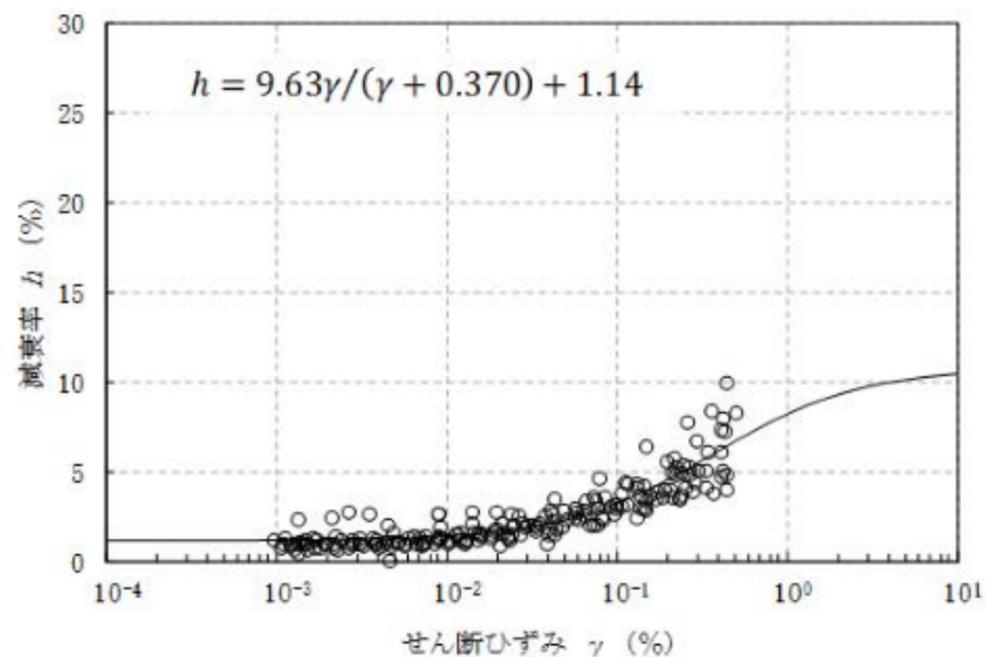


(b) 減衰特性

第 3.5.23 図(2) 繰り返し三軸試験結果 (Ks 層)

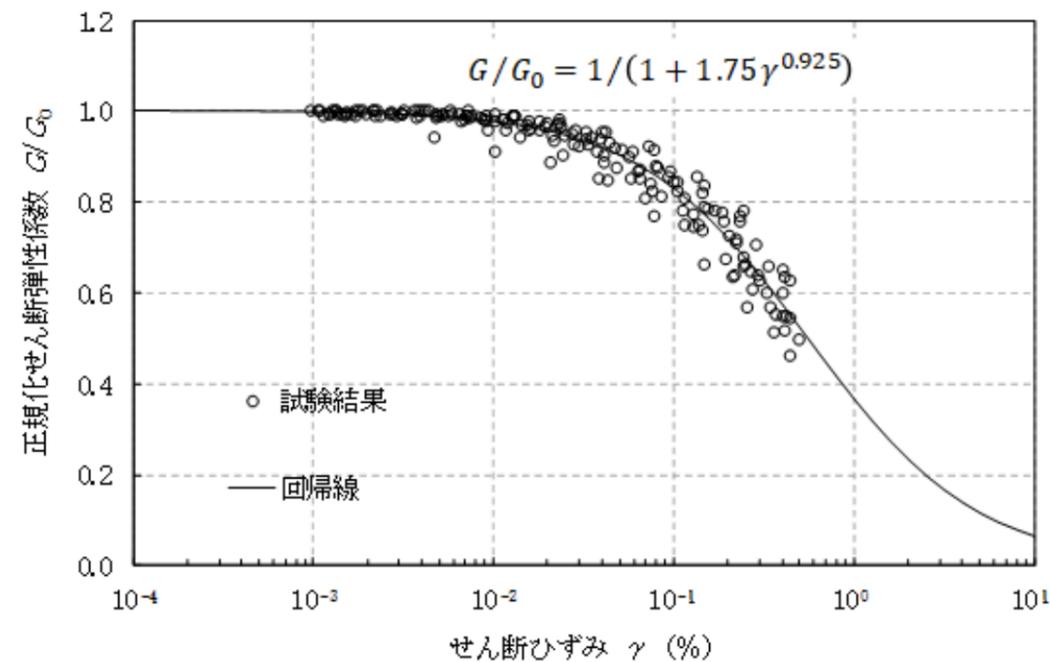


(a) 動的変形特性

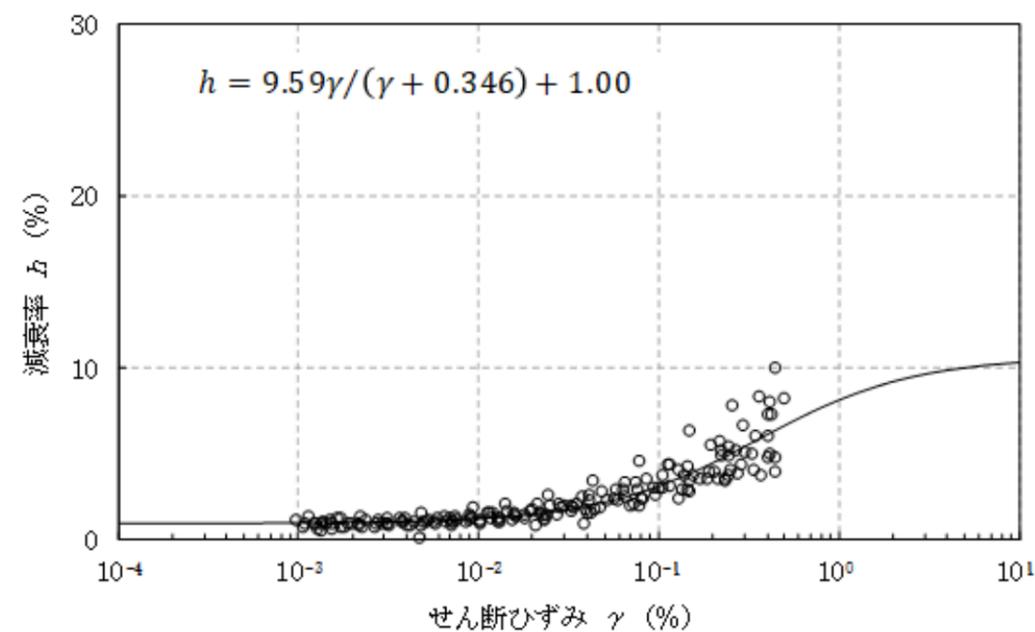


(b) 減衰特性

第 3. 5. 23 図(3) 繰り返し三軸試験結果 (Tg 層)



(a) 動的変形特性

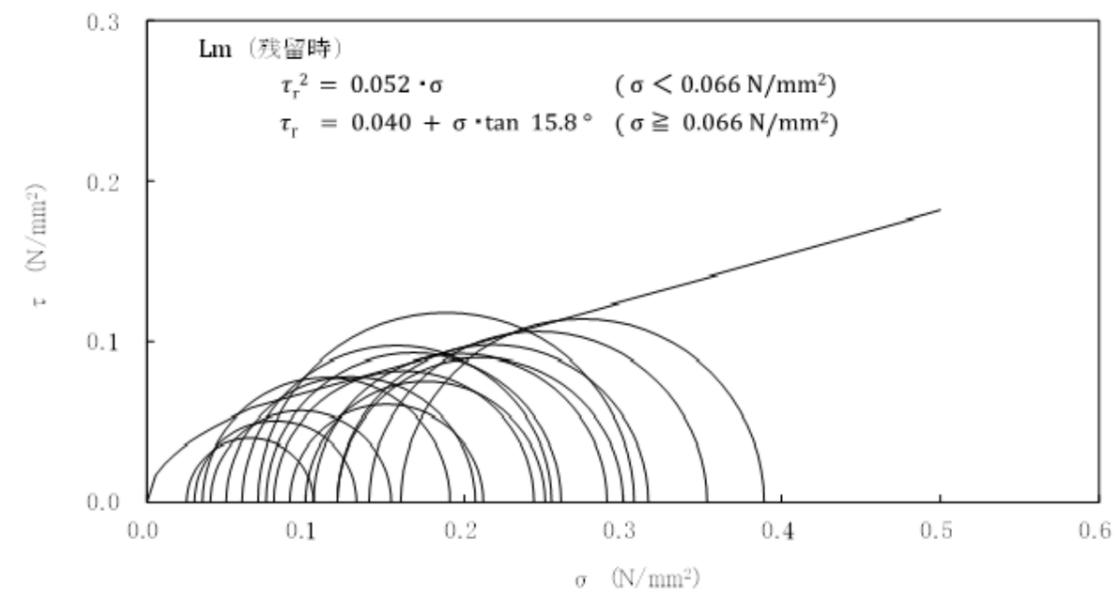
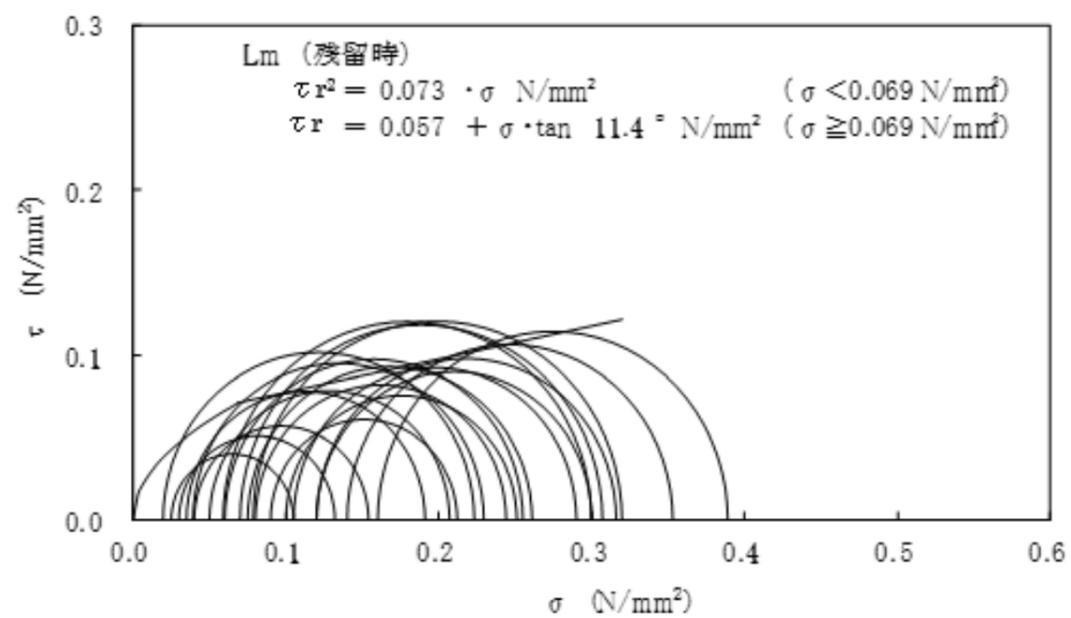
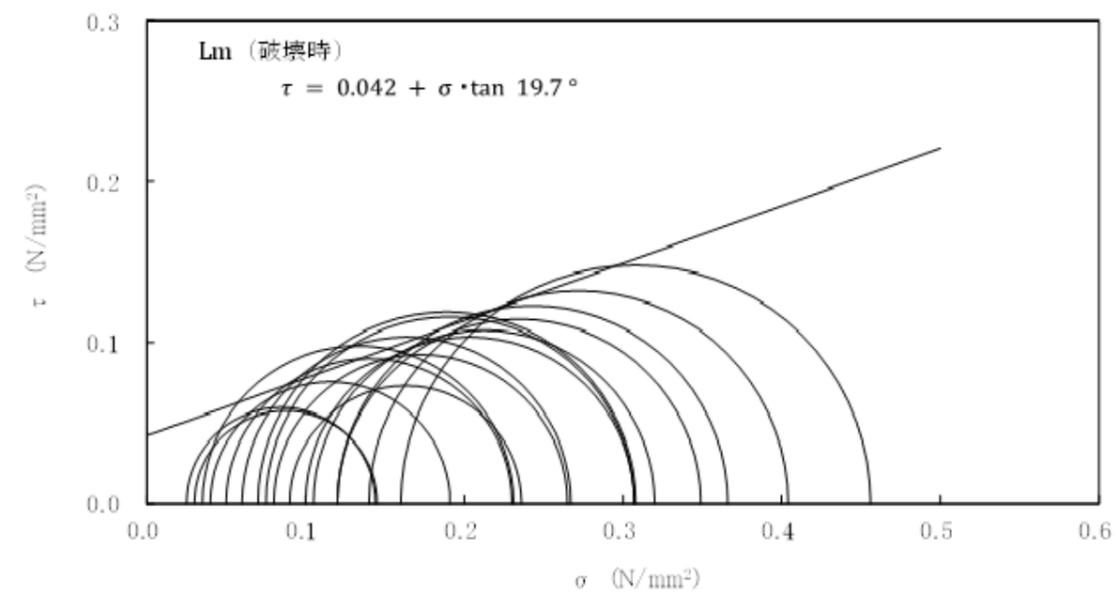
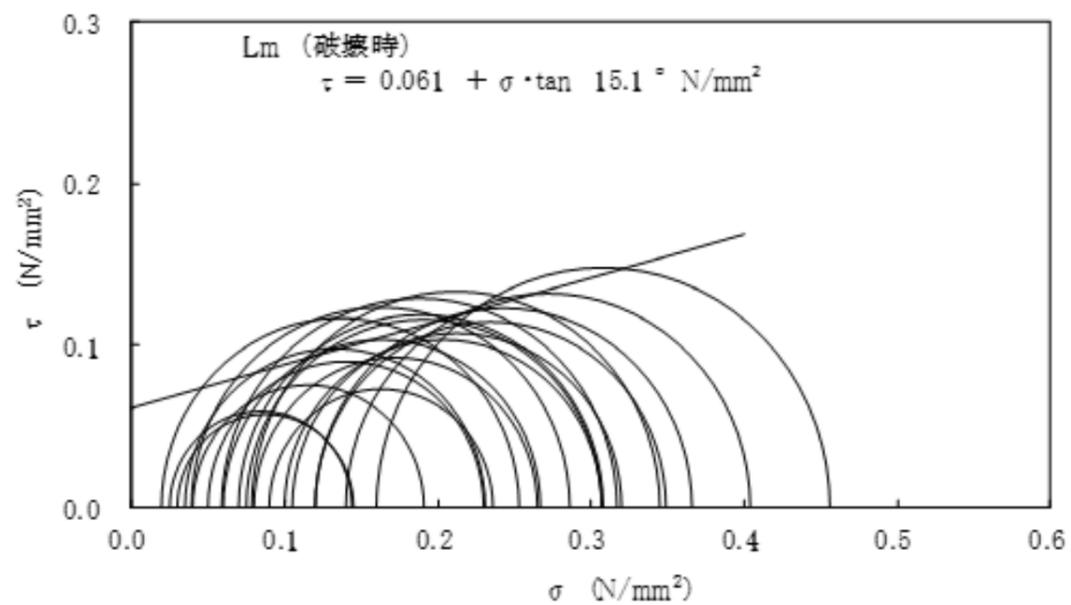


(b) 減衰特性

第 3. 5. 23 図(3) 繰り返し三軸試験結果 (Tg 層)

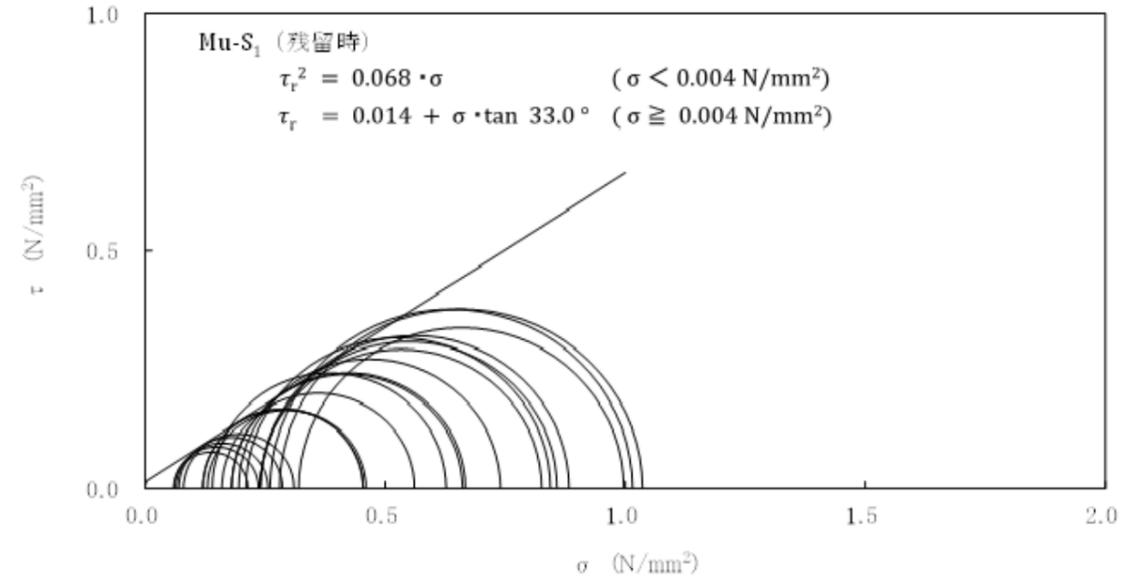
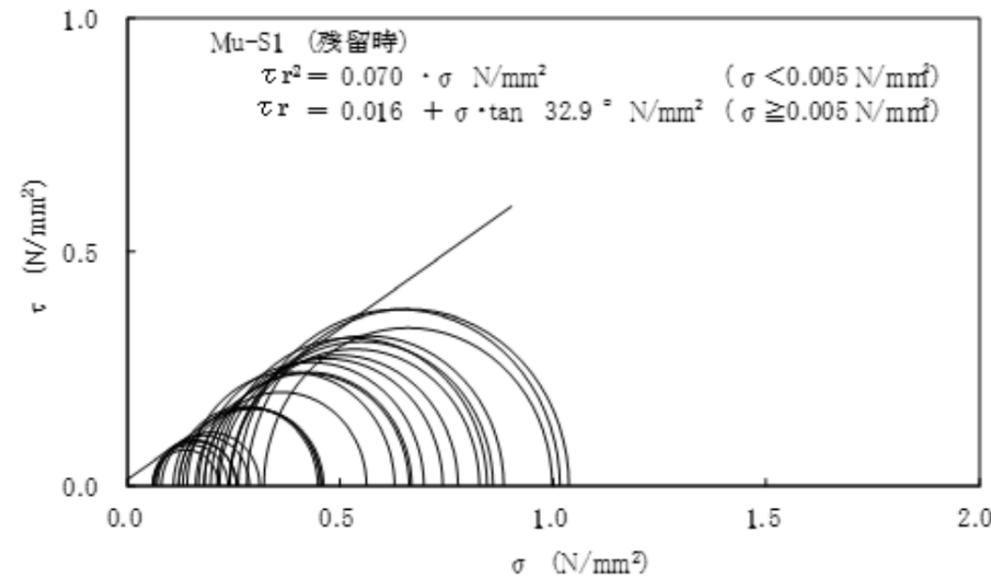
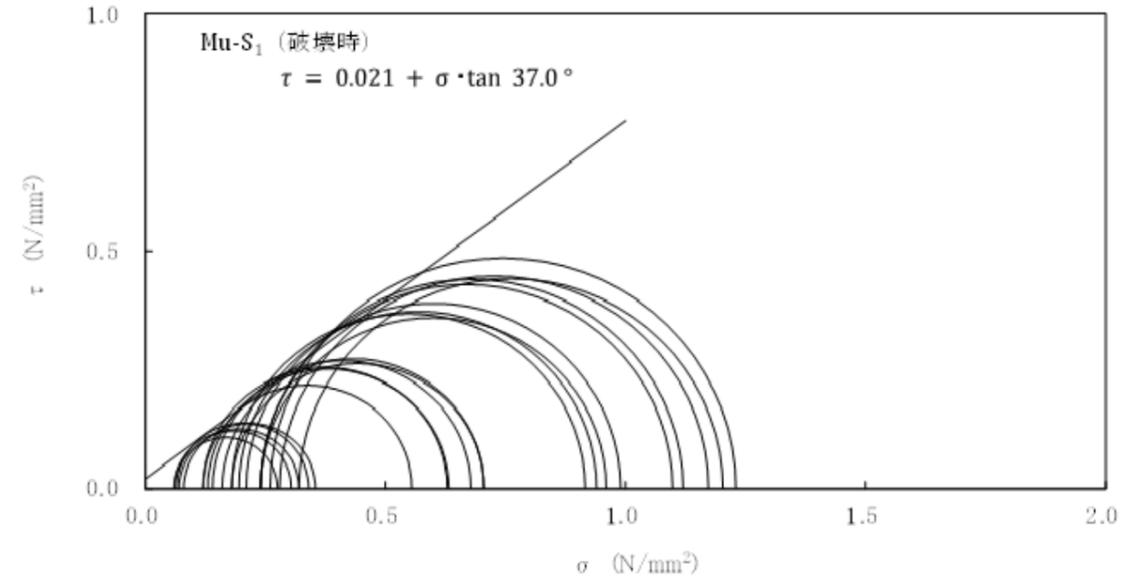
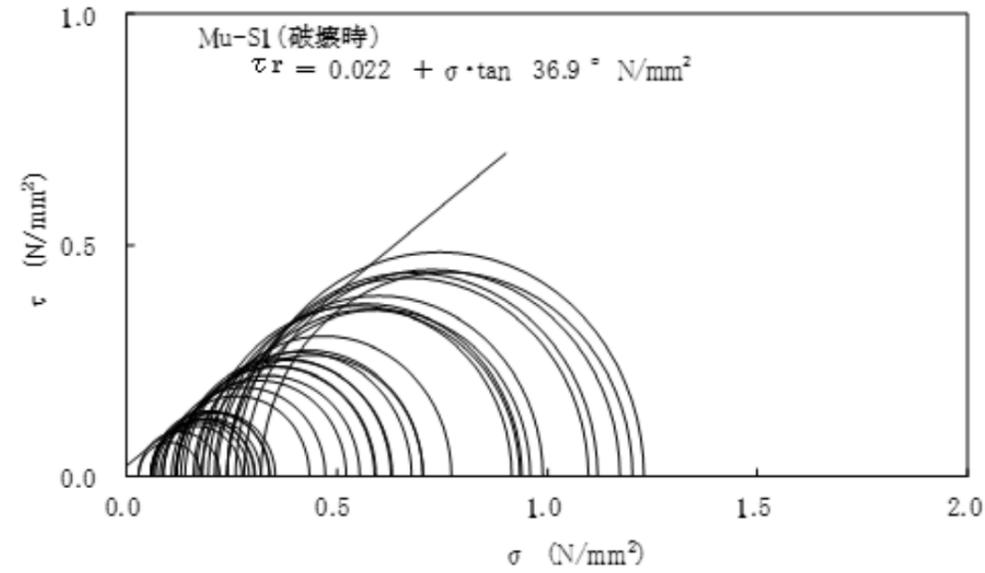
第 3. 5. 24 図(1) (省略)

第 3. 5. 24 図(1) (変更なし)



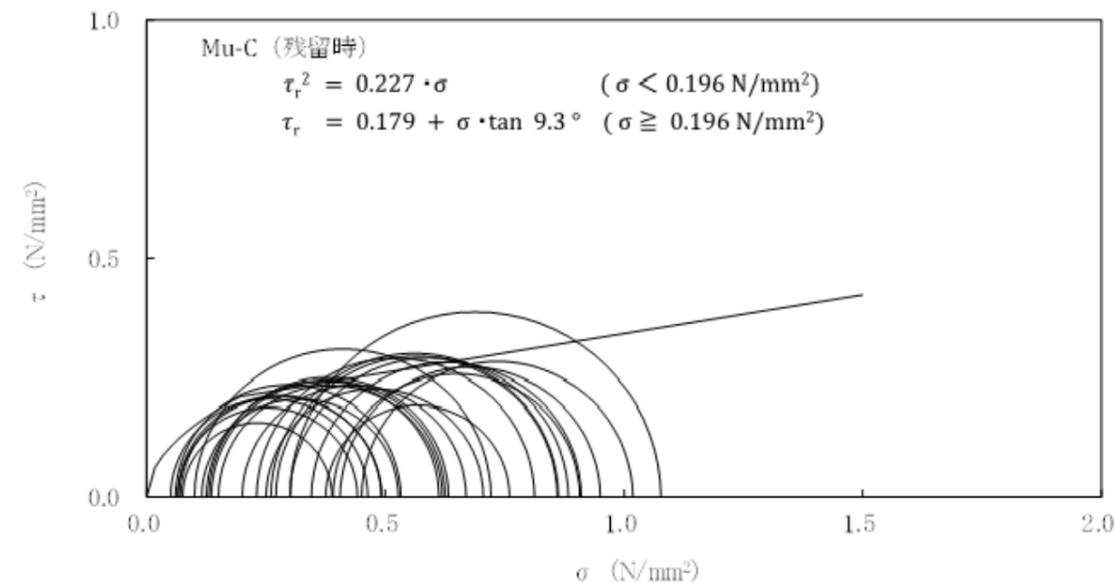
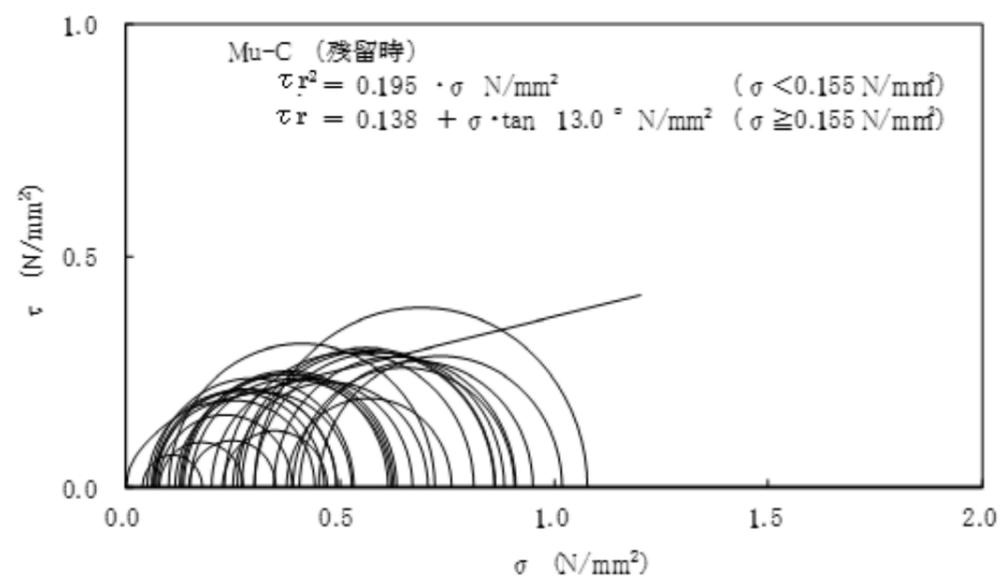
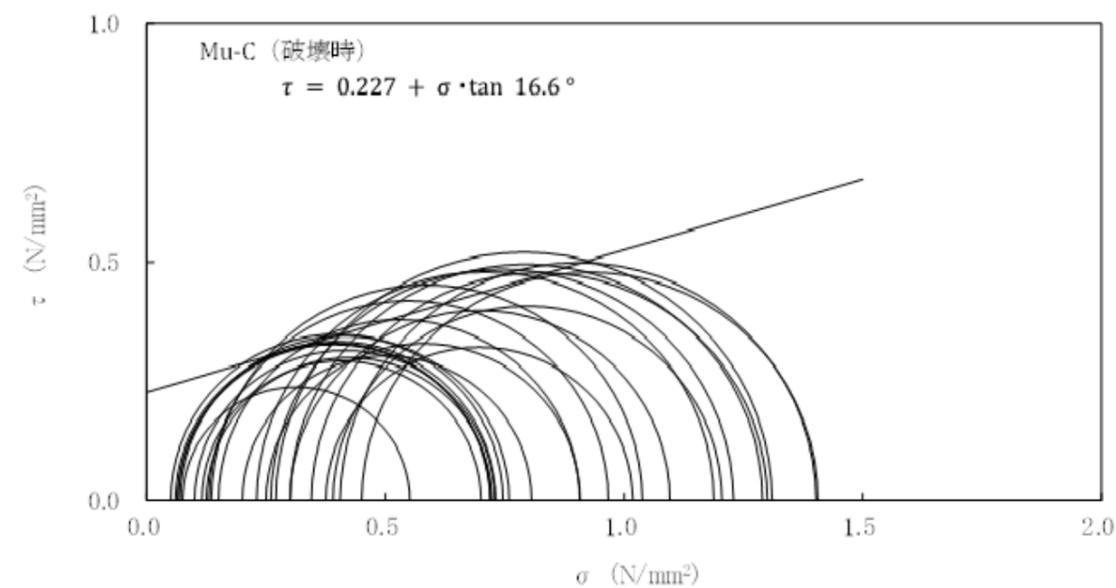
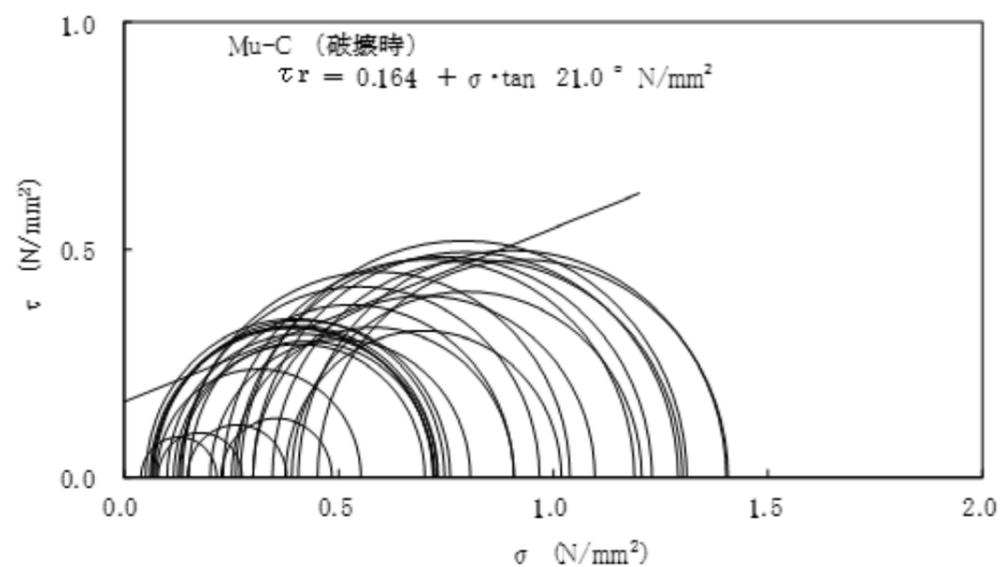
第 3. 5. 24 図(2) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (UU 条件) (Lm 層)

第 3. 5. 24 図(2) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (UU 条件) (Lm 層)



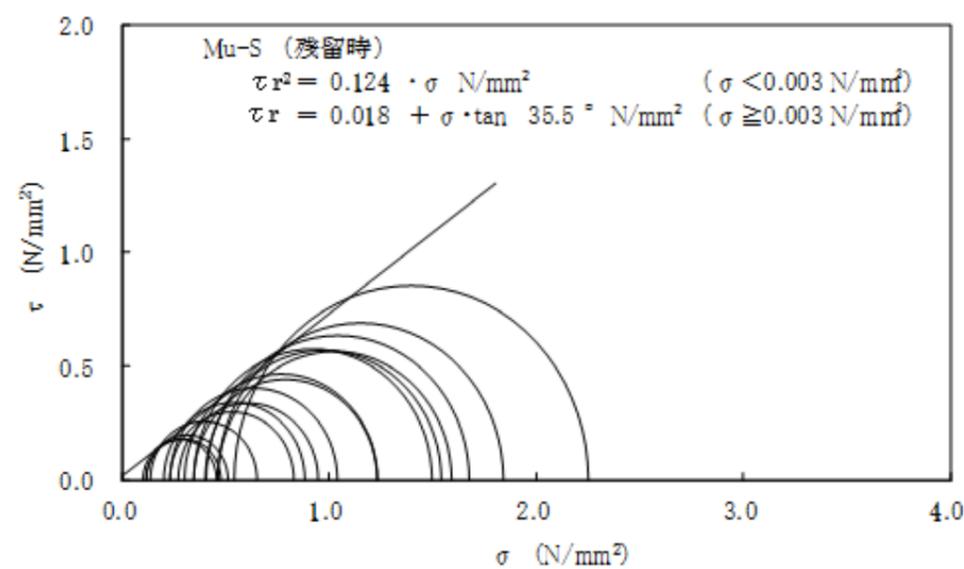
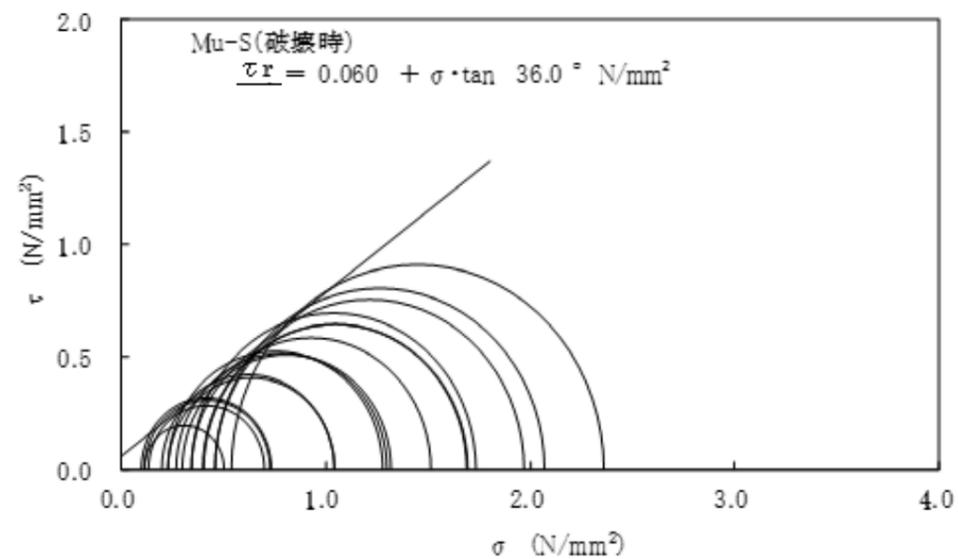
第 3. 5. 24 図(3) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S1 層)

第 3. 5. 24 図(3) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S<sub>1</sub> 層)

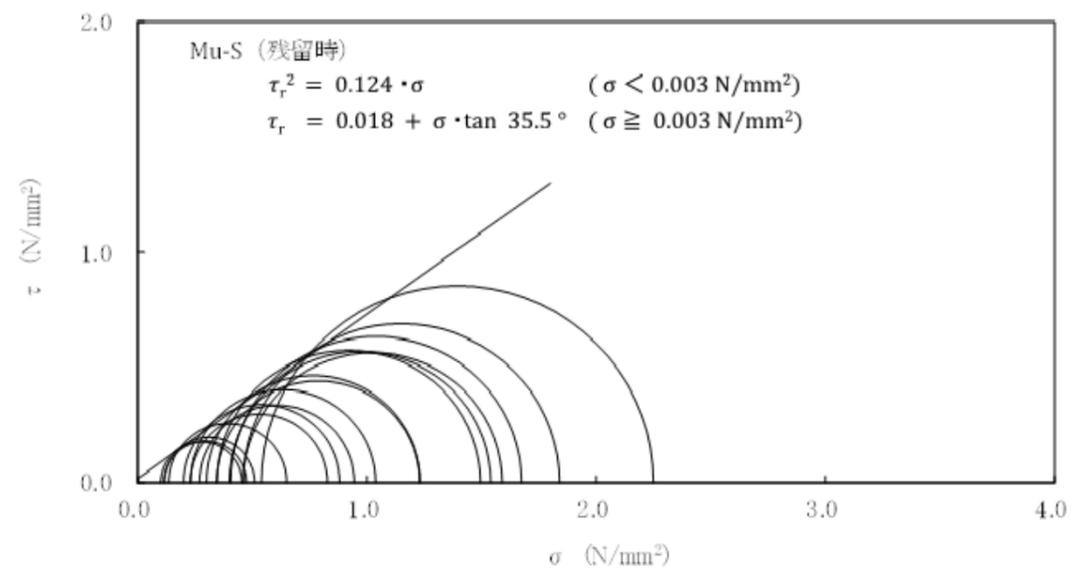
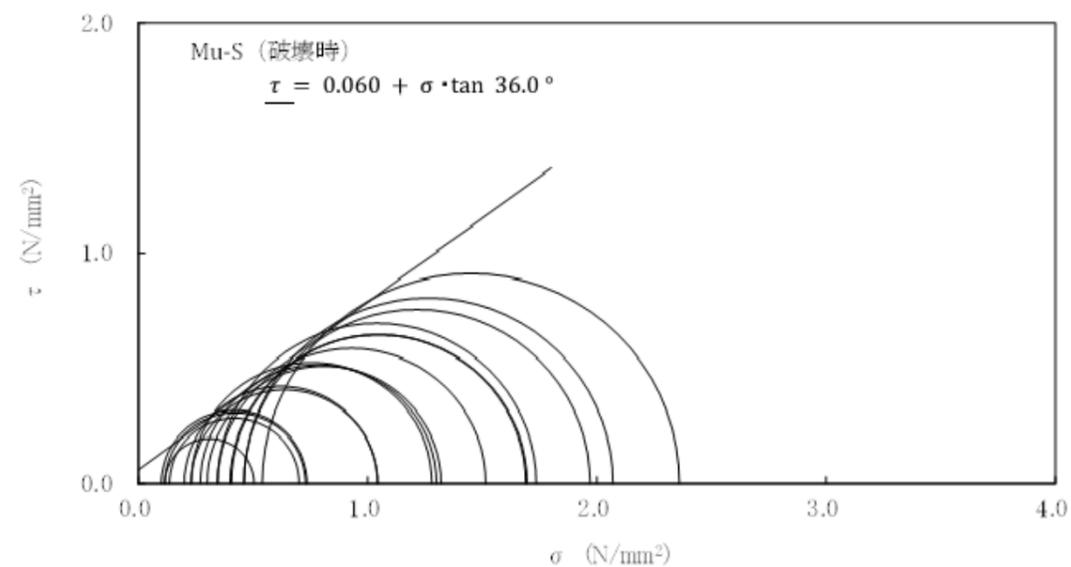


第 3. 5. 24 図(4) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Mu-C 層)

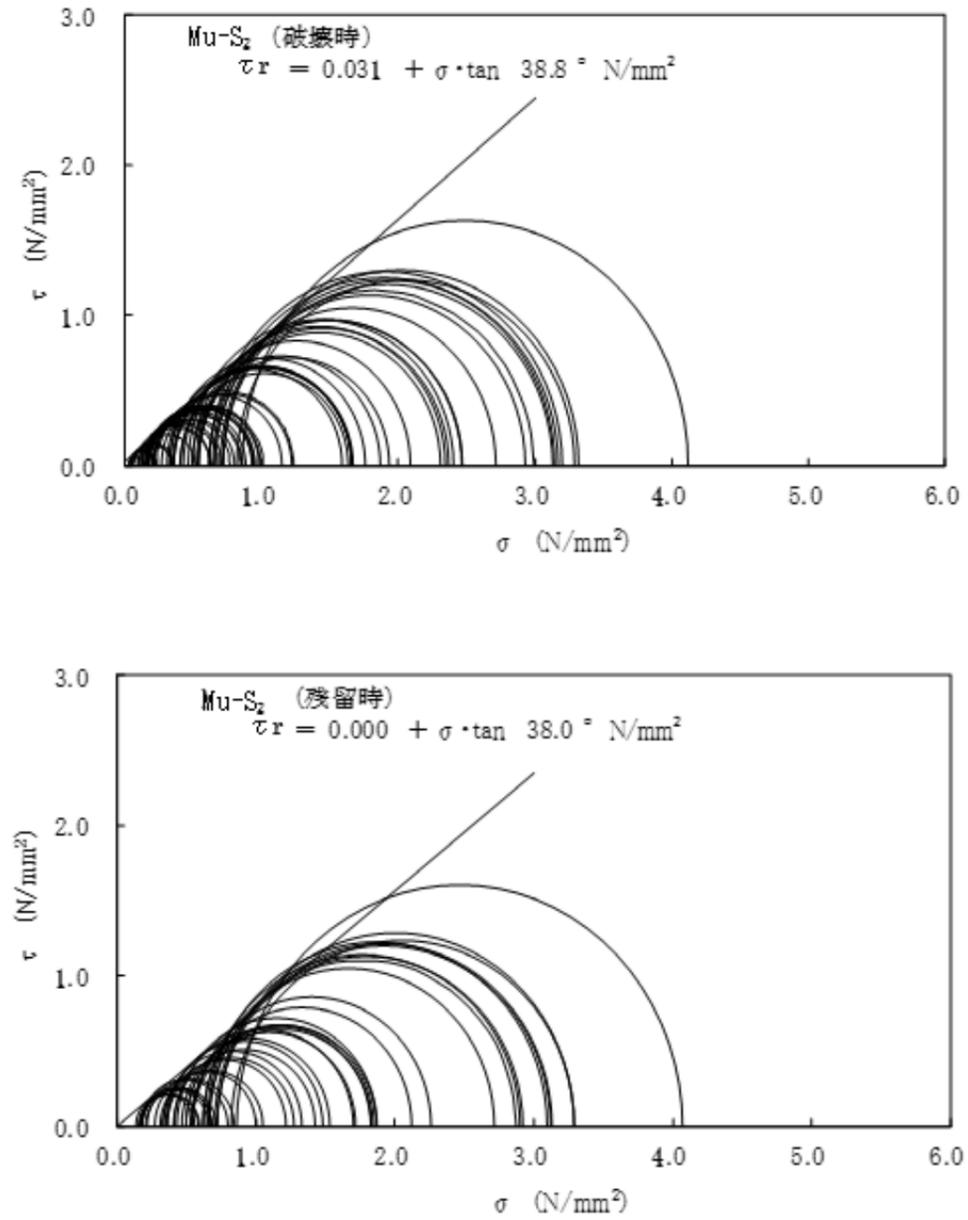
第 3. 5. 24 図(4) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Mu-C 層)



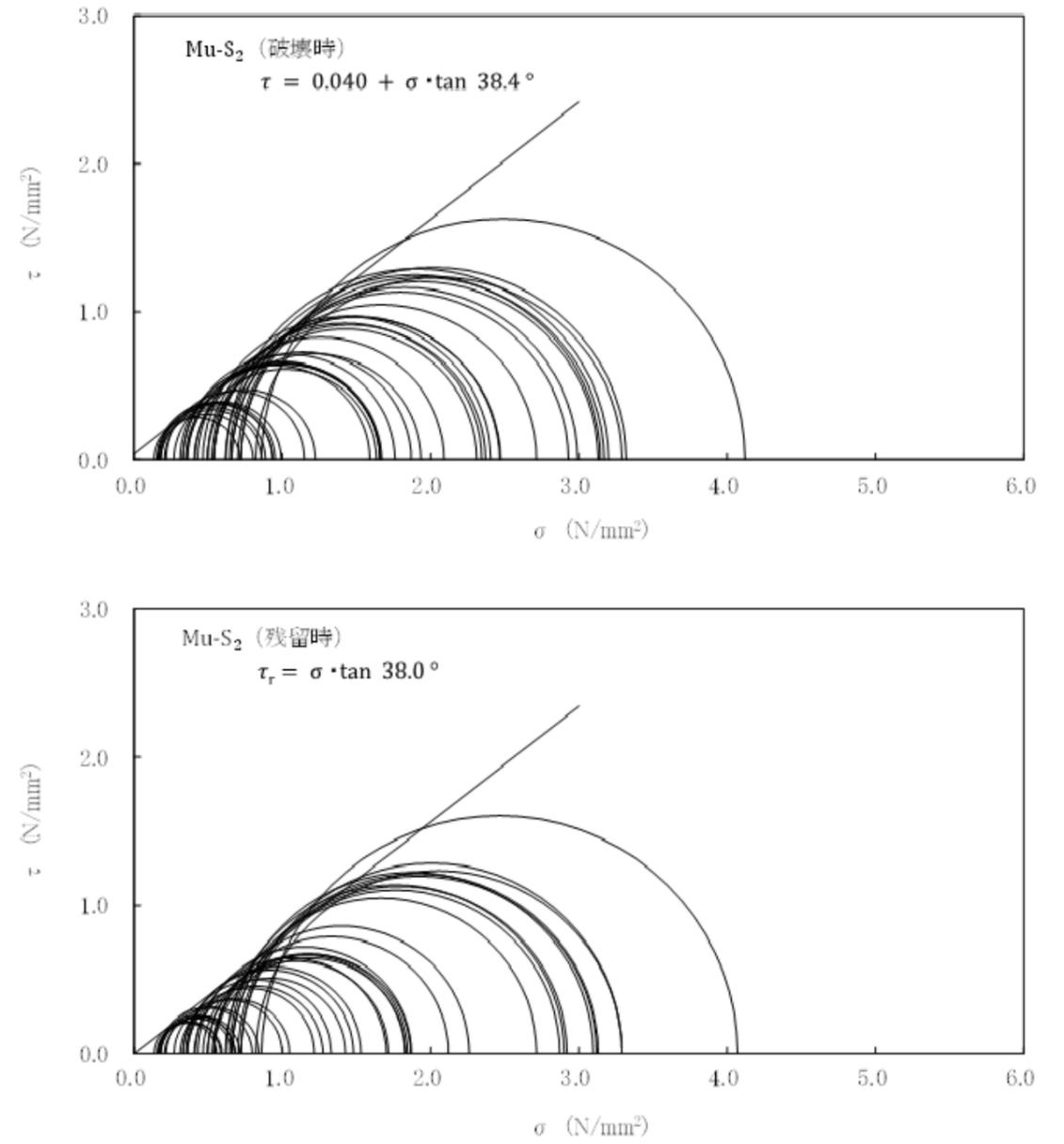
第 3. 5. 24 図 (5) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S 層)



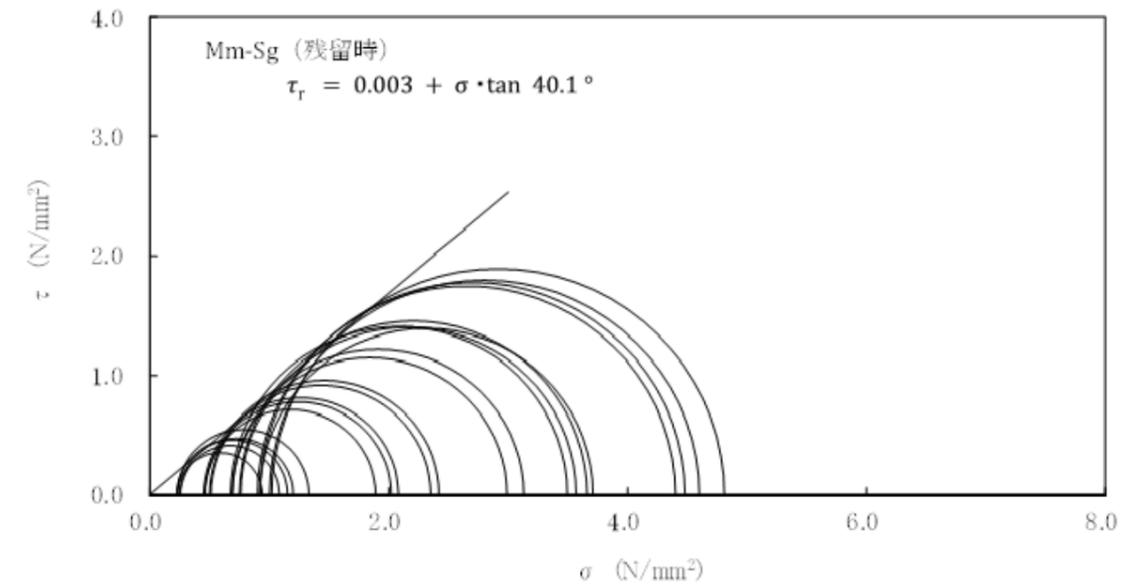
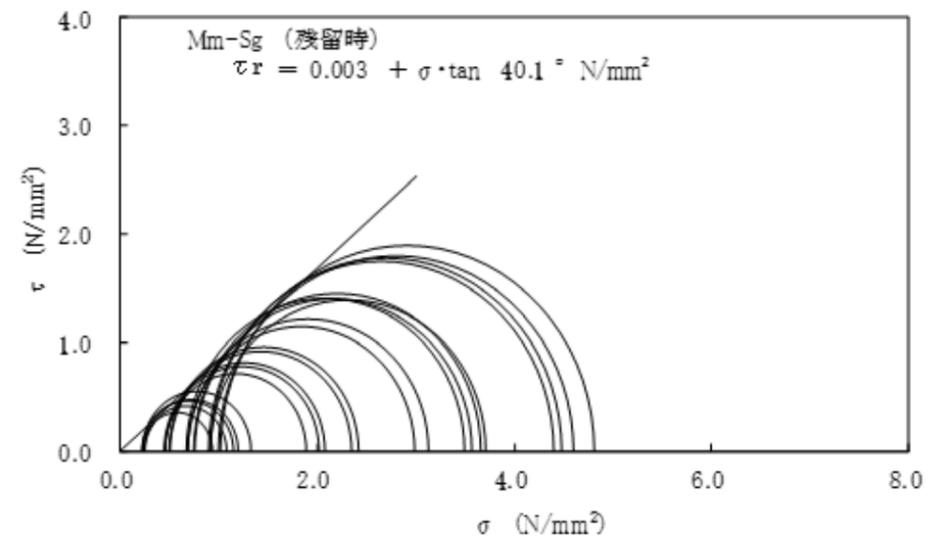
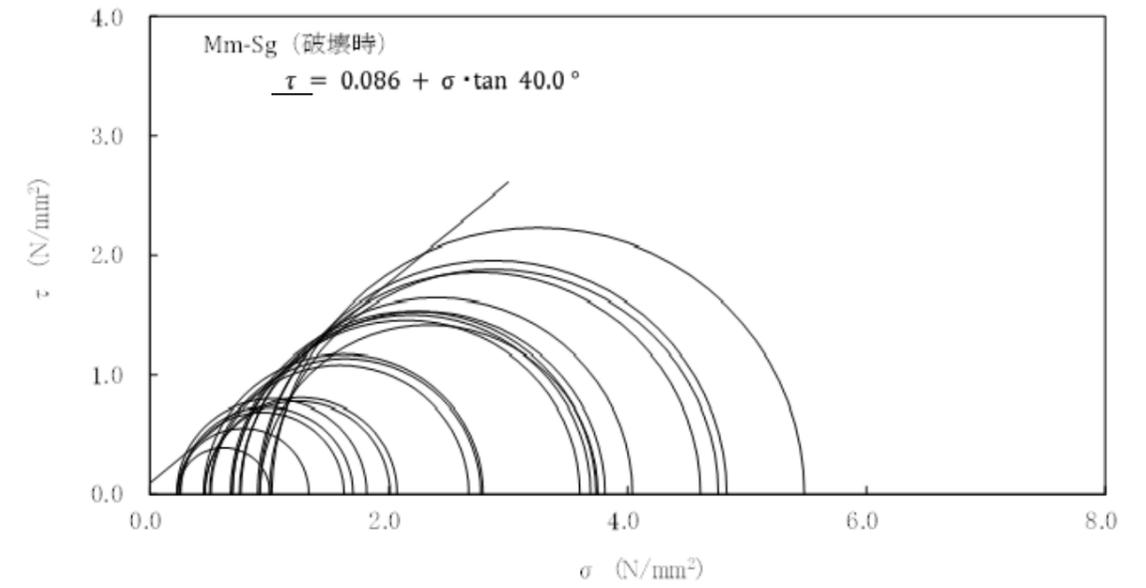
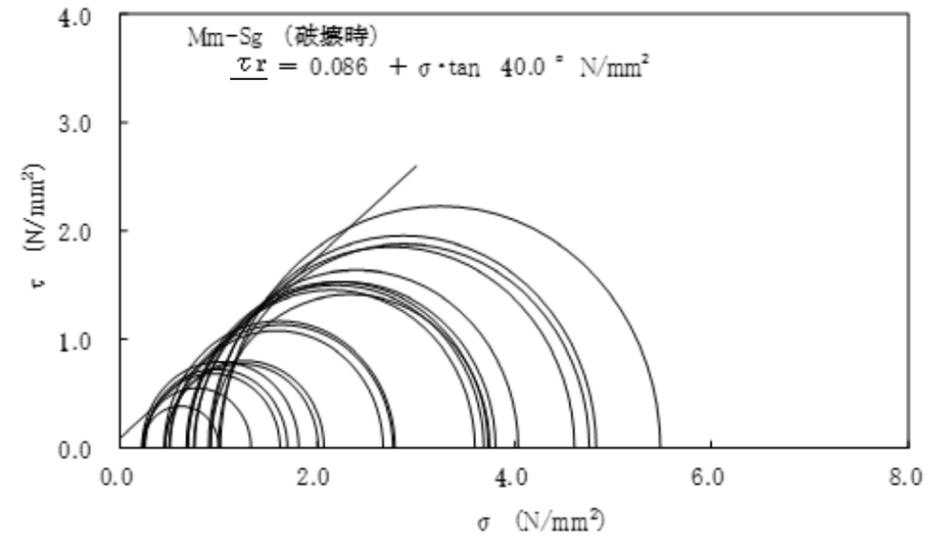
第 3. 5. 24 図 (5) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S 層)



第 3.5.24 図(6) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S<sub>2</sub>層)

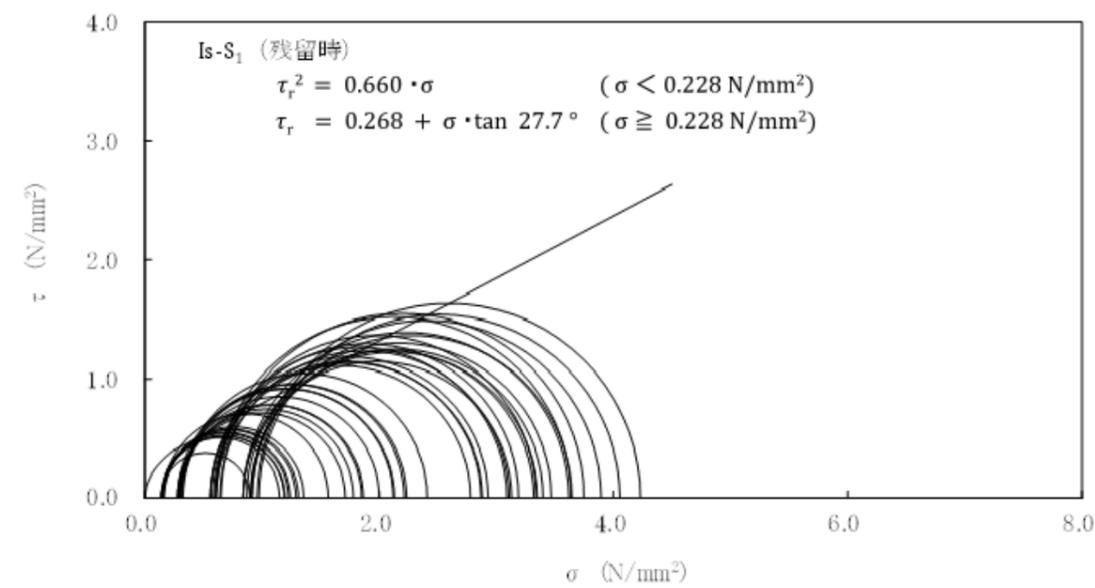
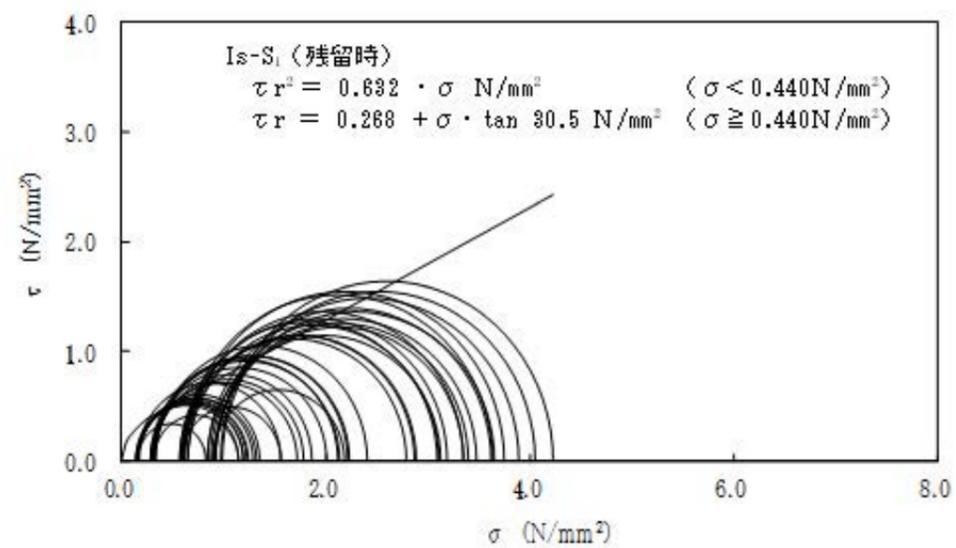
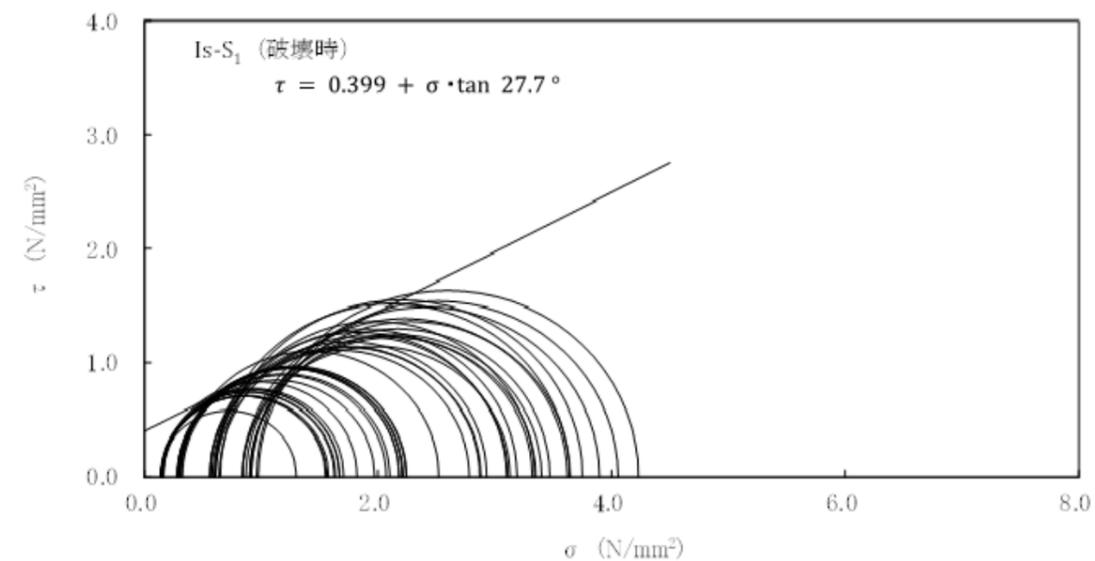
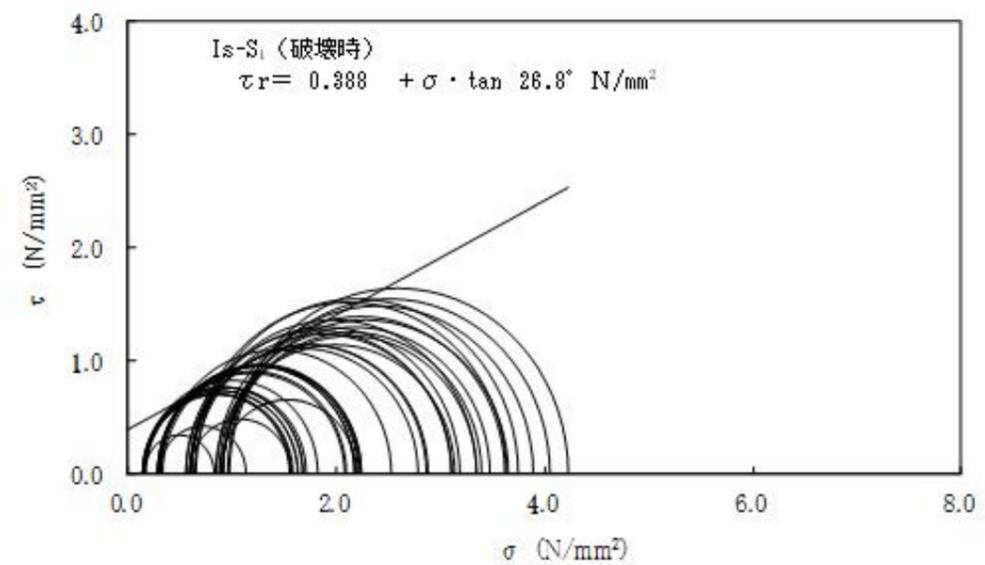


第 3.5.24 図(6) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mu-S<sub>2</sub>層)



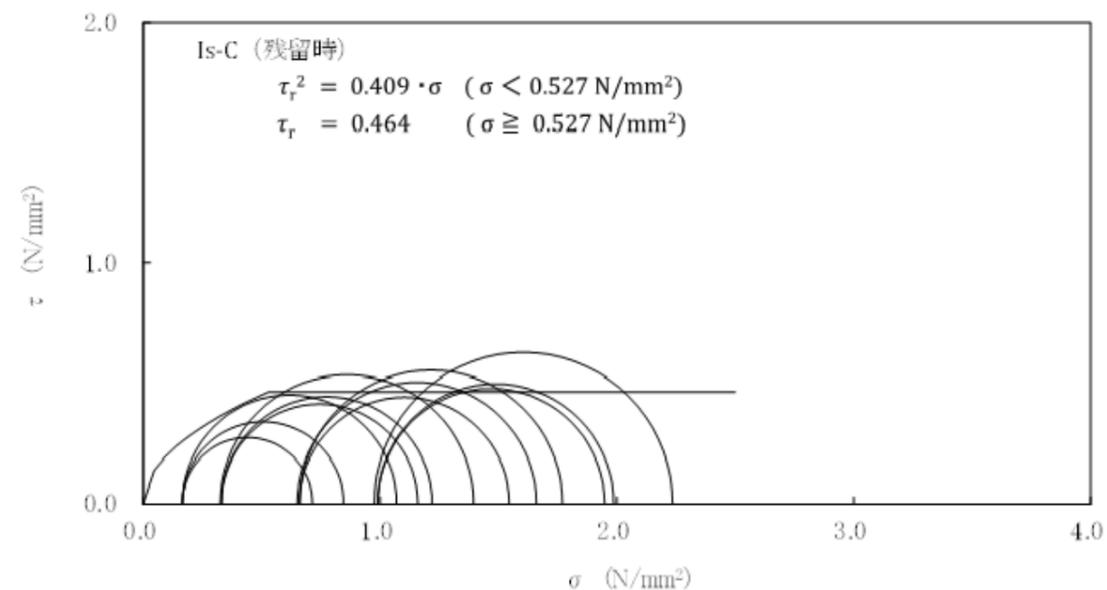
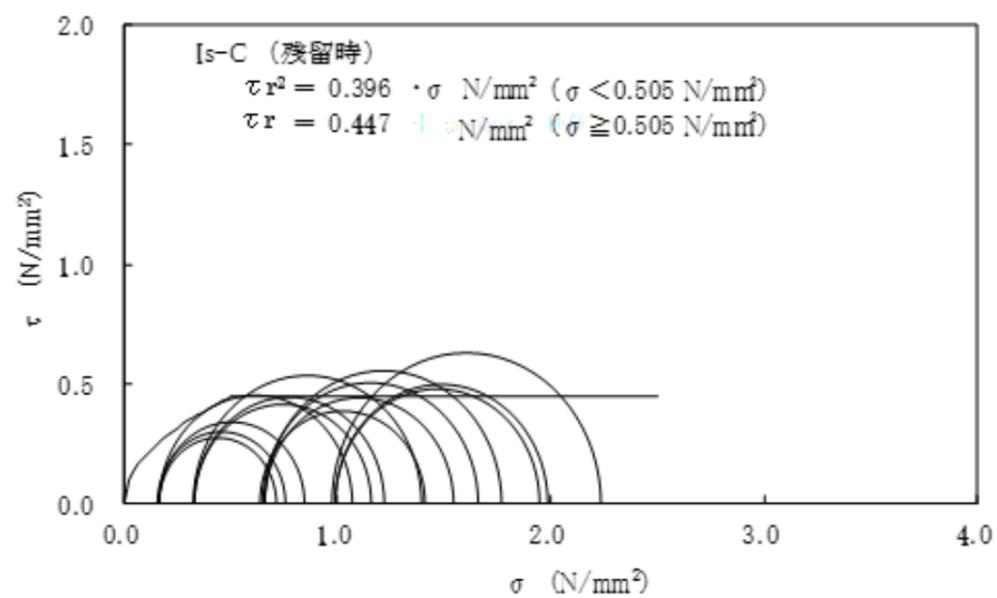
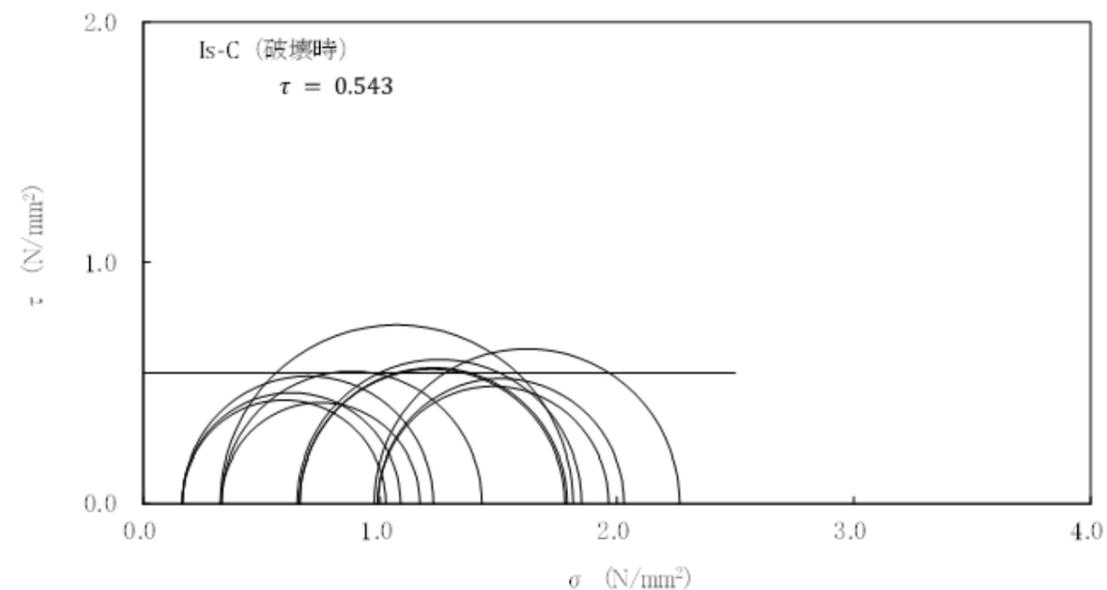
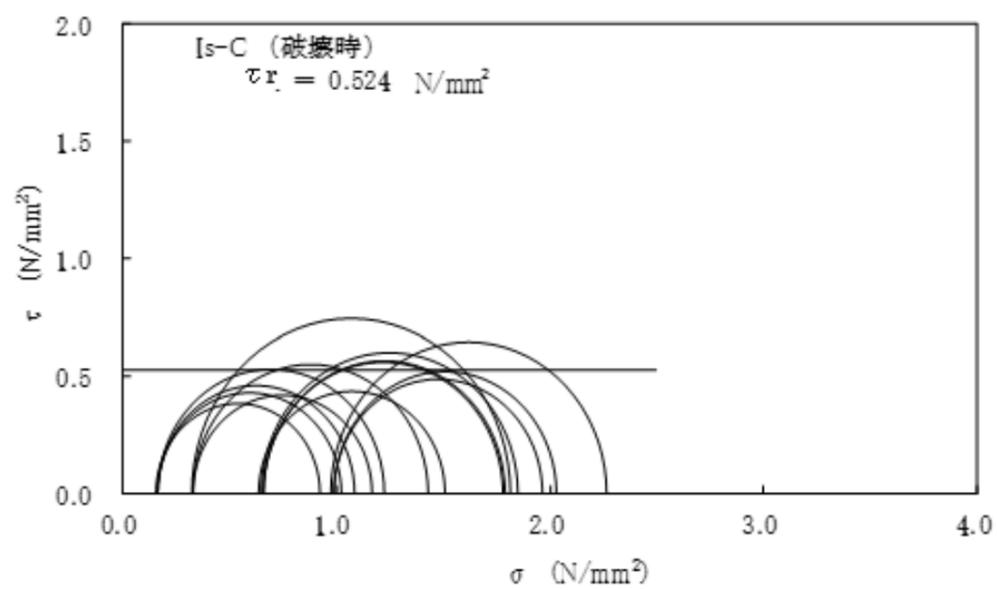
第 3. 5. 24 図 (7) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mm-Sg 層)

第 3. 5. 24 図 (7) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CD 条件) (Mm-Sg 層)



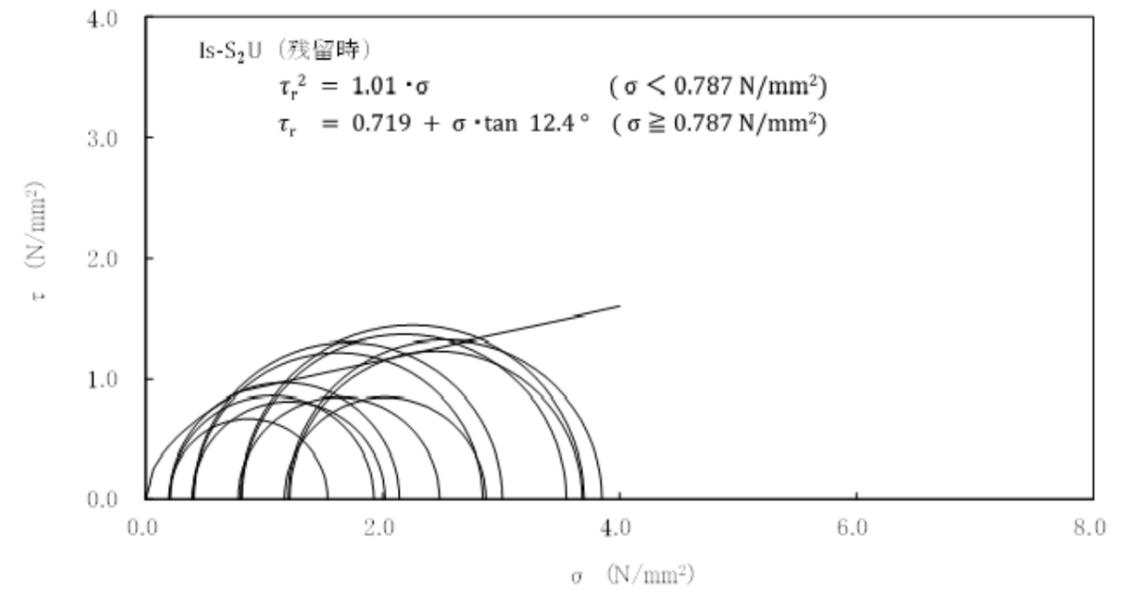
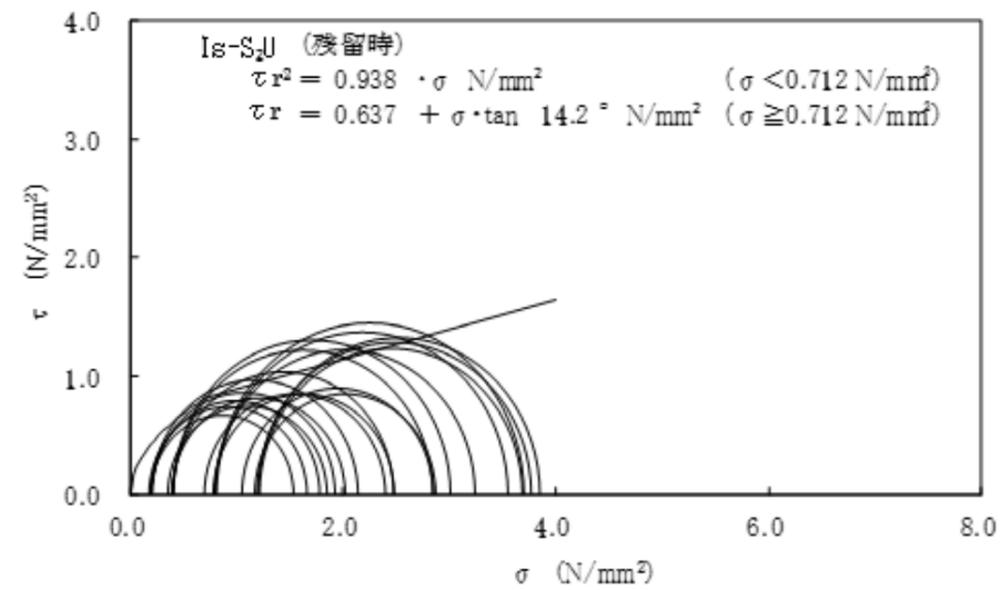
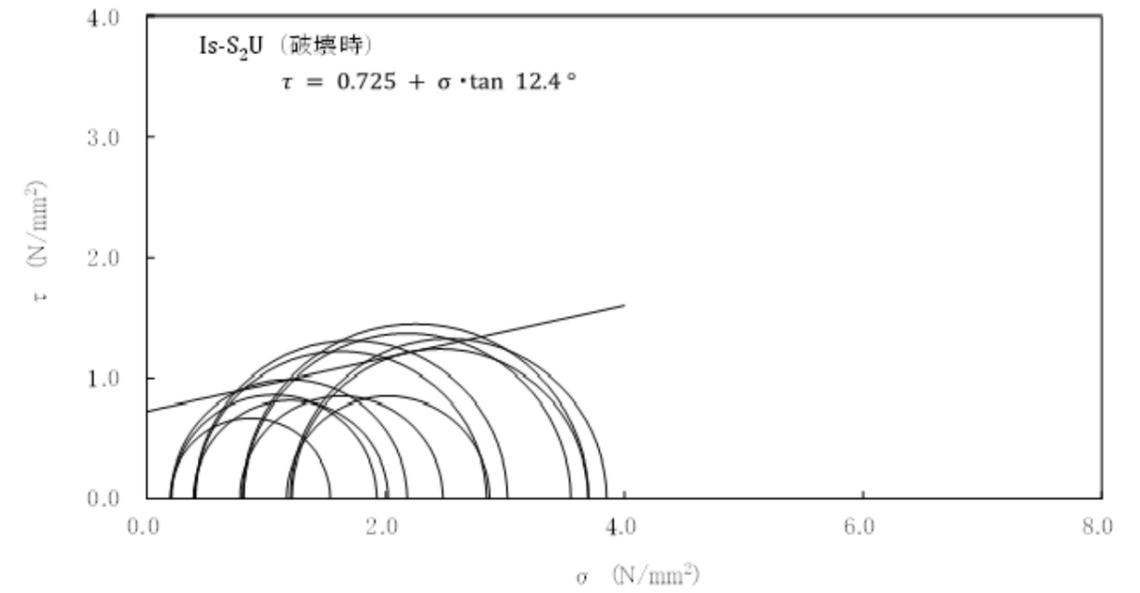
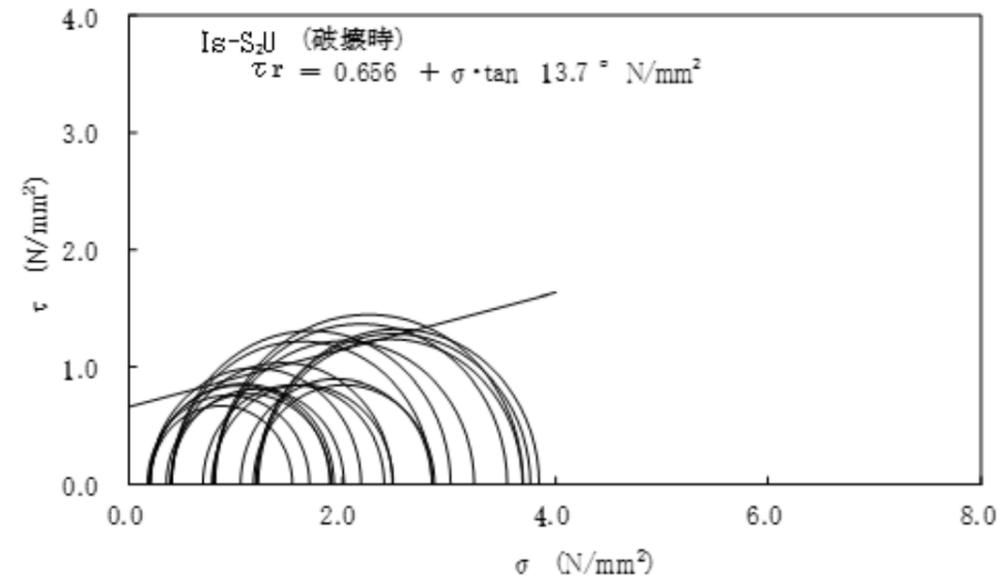
第 3.5.24 図(8) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>1</sub>層)

第 3.5.24 図(8) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>1</sub>層)



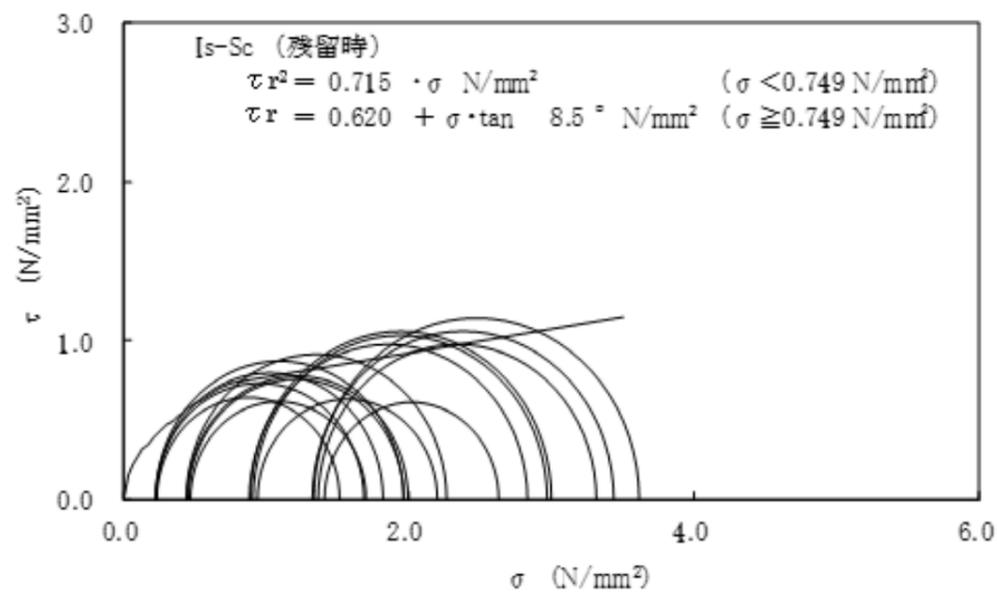
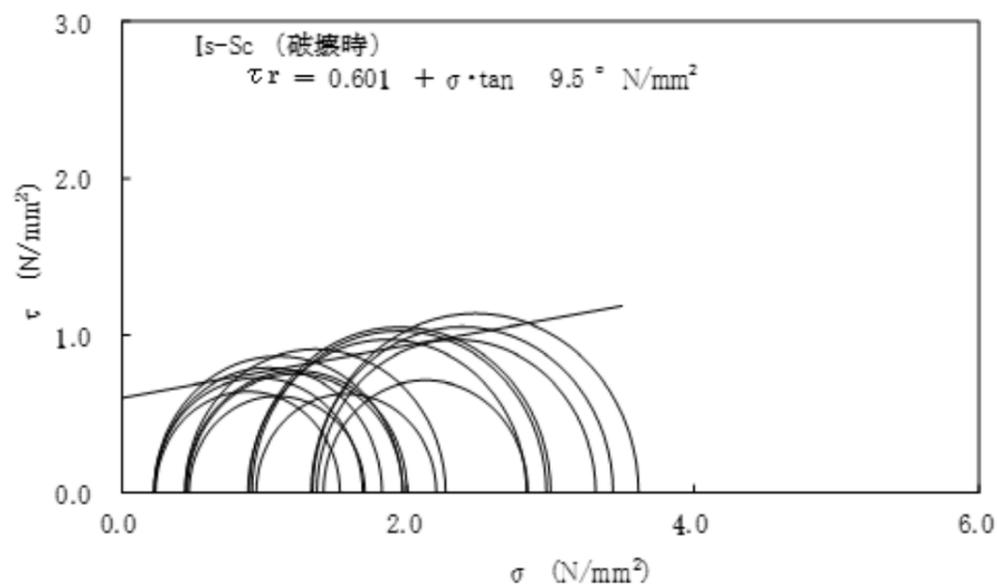
第 3. 5. 24 図 (9) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-C 層)

第 3. 5. 24 図 (9) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-C 層)

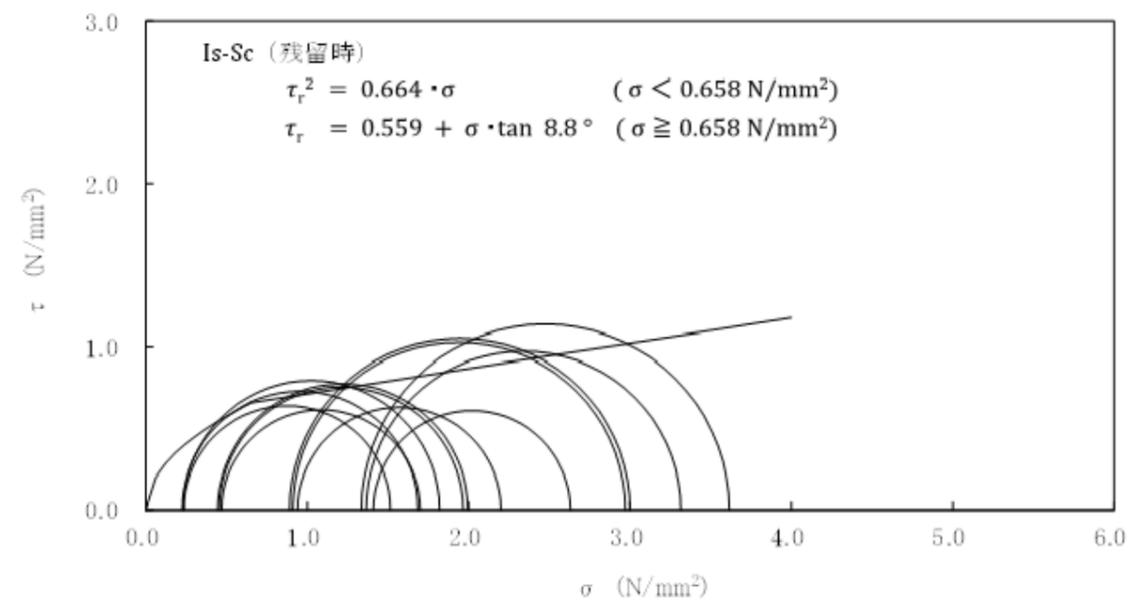
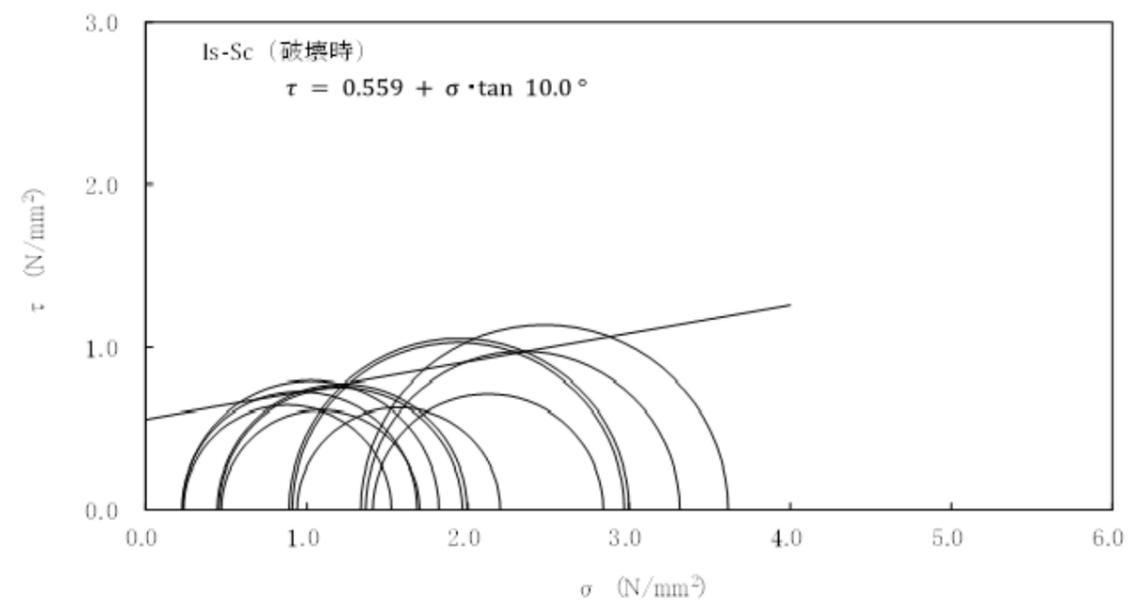


第 3. 5. 24 図 (10) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>2</sub>U 層)

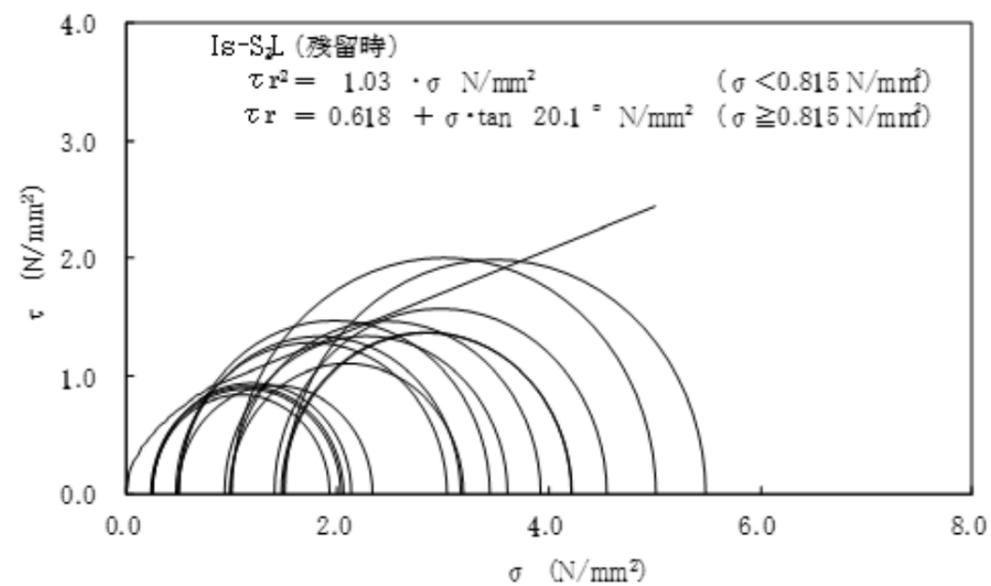
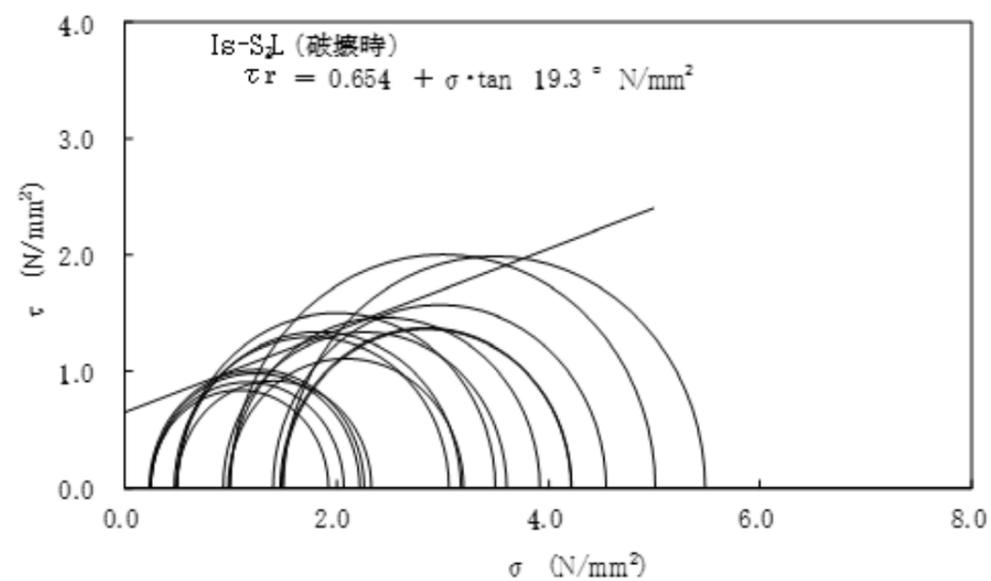
第 3. 5. 24 図 (10) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>2</sub>U 層)



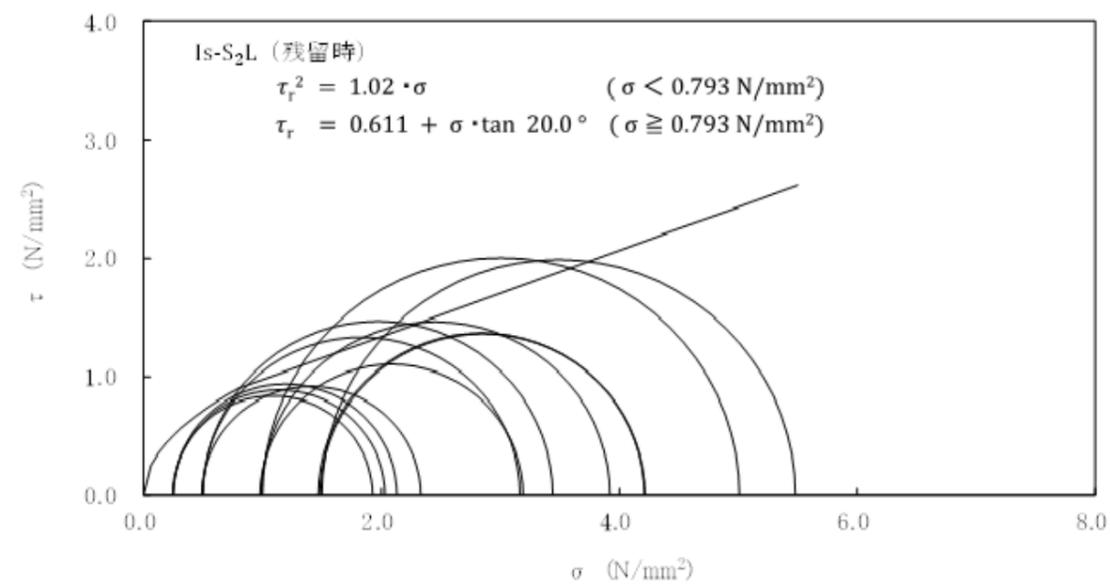
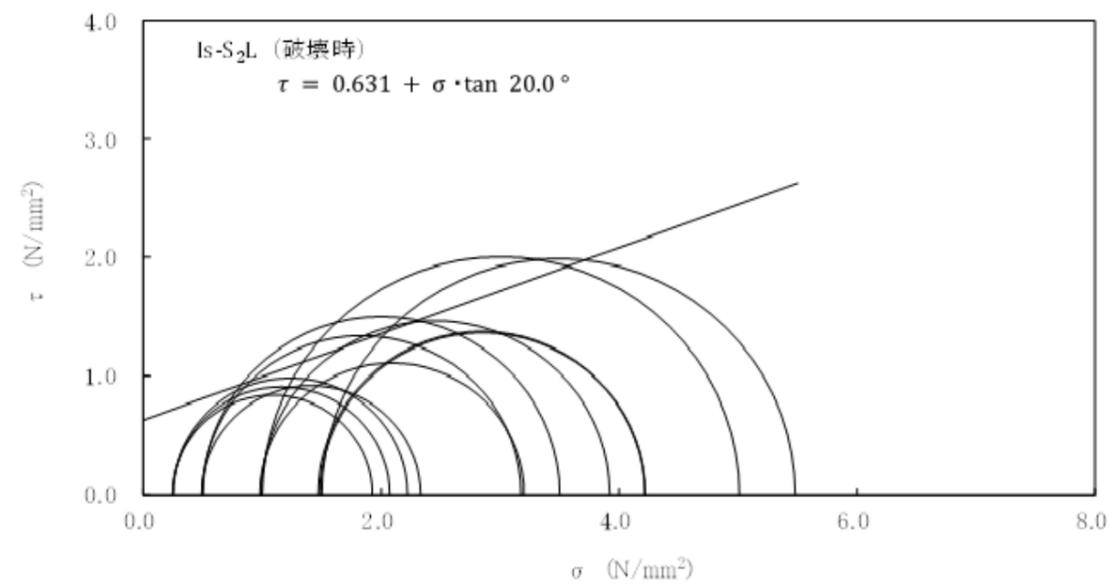
第 3.5.24 図(11) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-Sc 層)



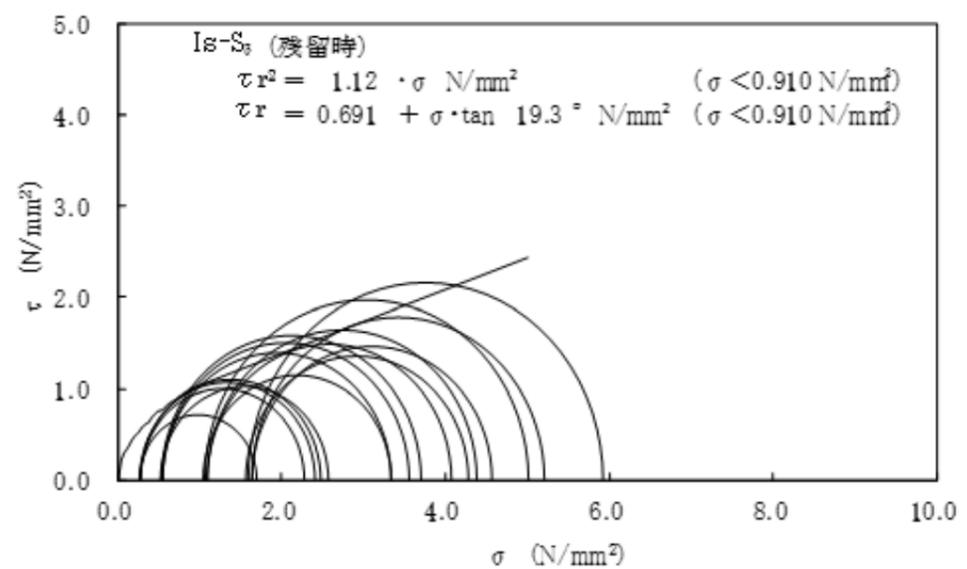
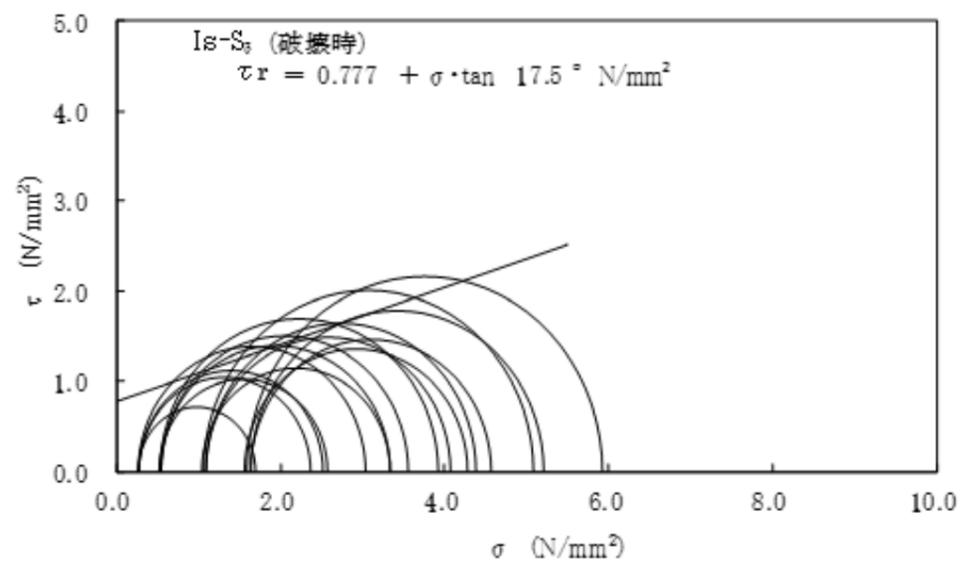
第 3.5.24 図(11) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-Sc 層)



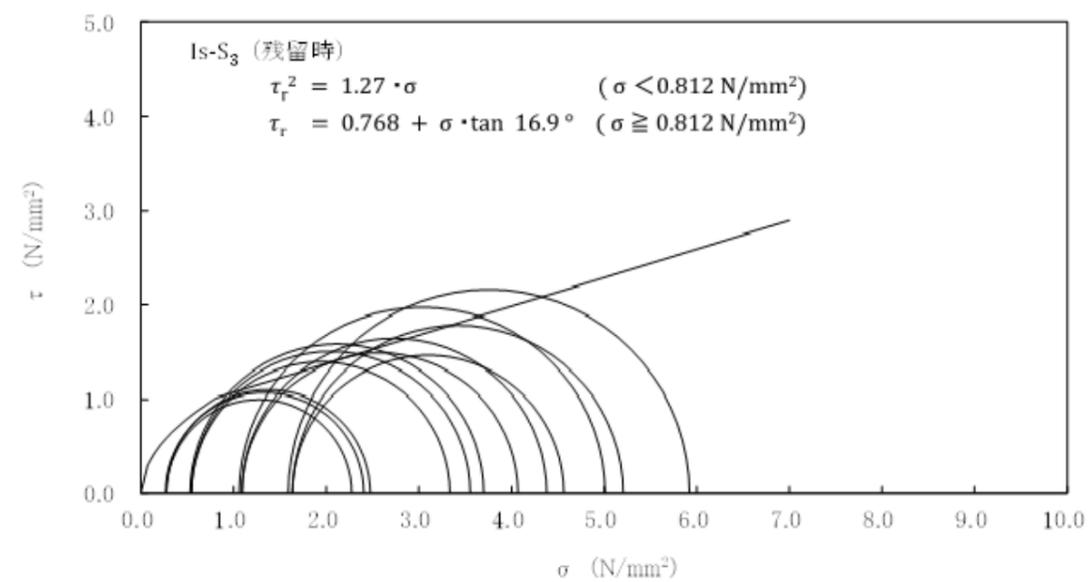
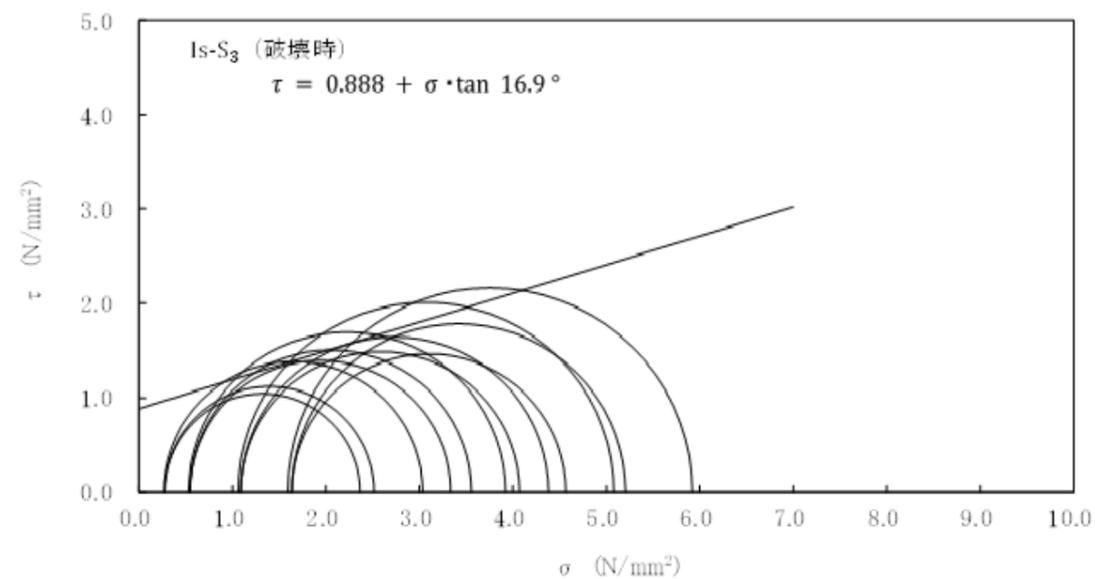
第 3. 5. 24 図(12) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>2</sub>L 層)



第 3. 5. 24 図(12) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>2</sub>L 層)



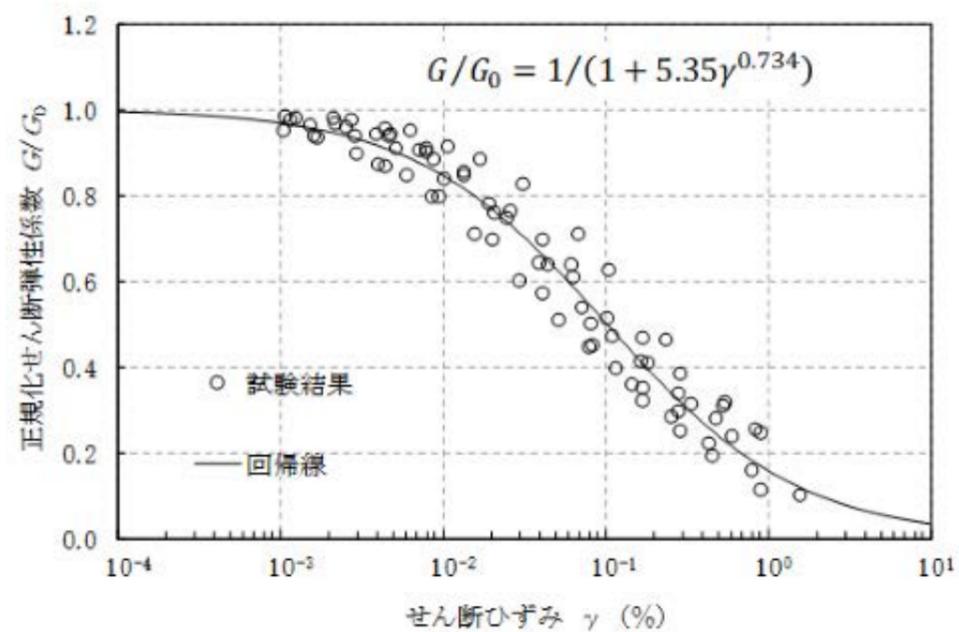
第 3. 5. 24 図(13) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>3</sub>層)



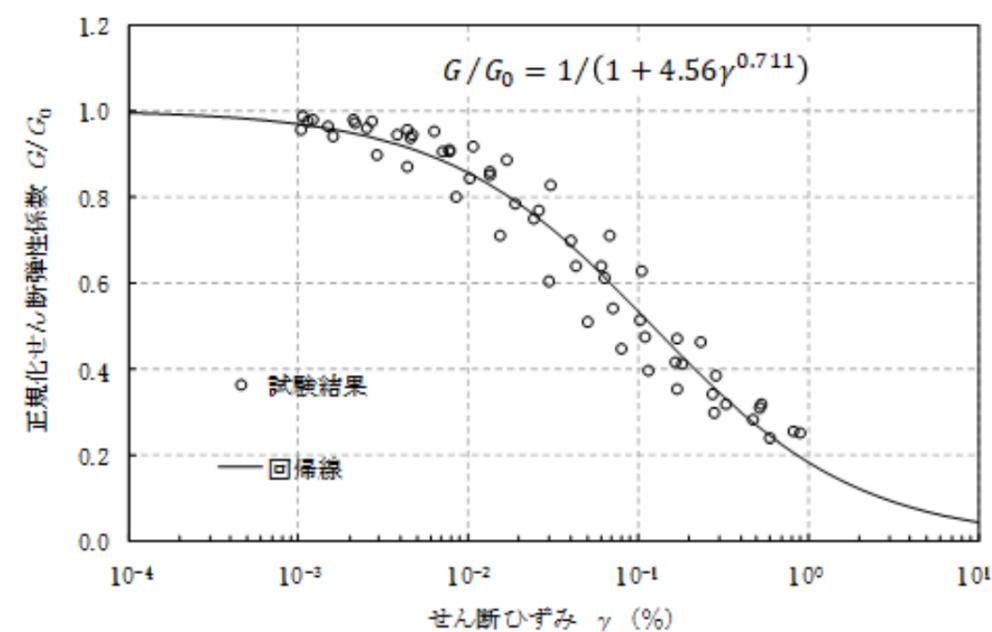
第 3. 5. 24 図(13) 三軸圧縮試験の破壊応力円 (CUU 条件) (Is-S<sub>3</sub>層)

第 3.5.25 図(1) (省略)

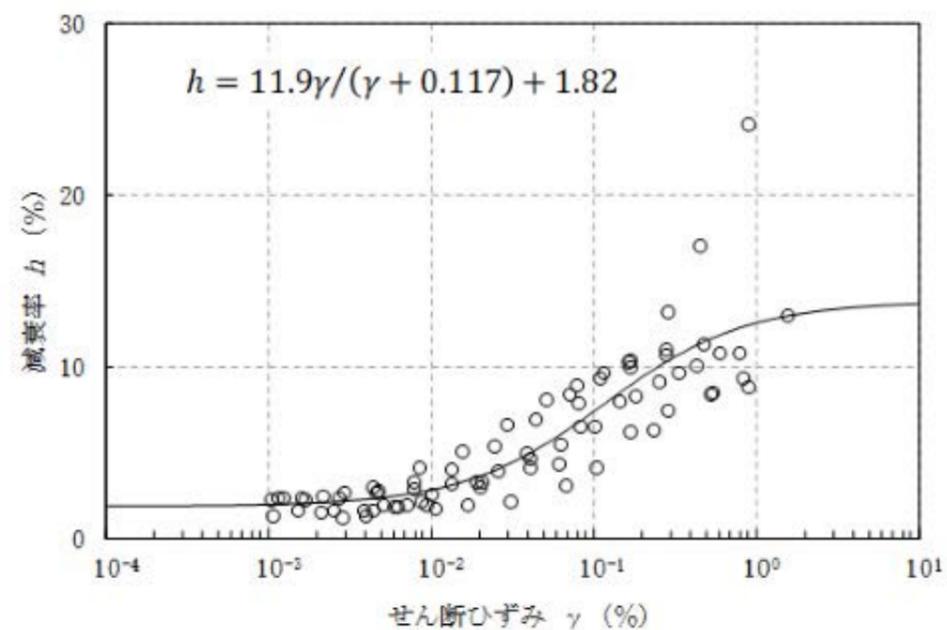
第 3.5.25 図(1) (変更なし)



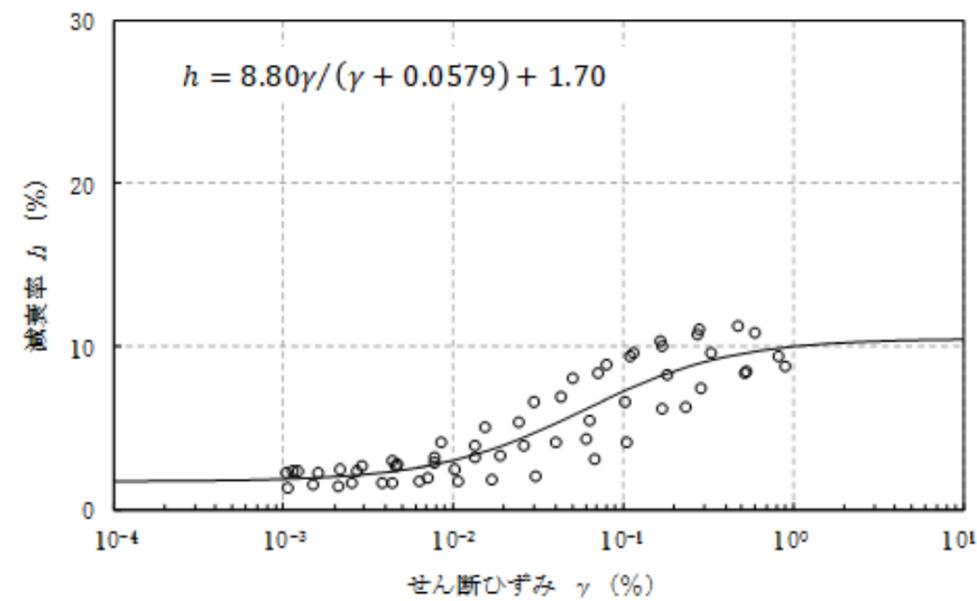
(a) 動的変形特性



(a) 動的変形特性



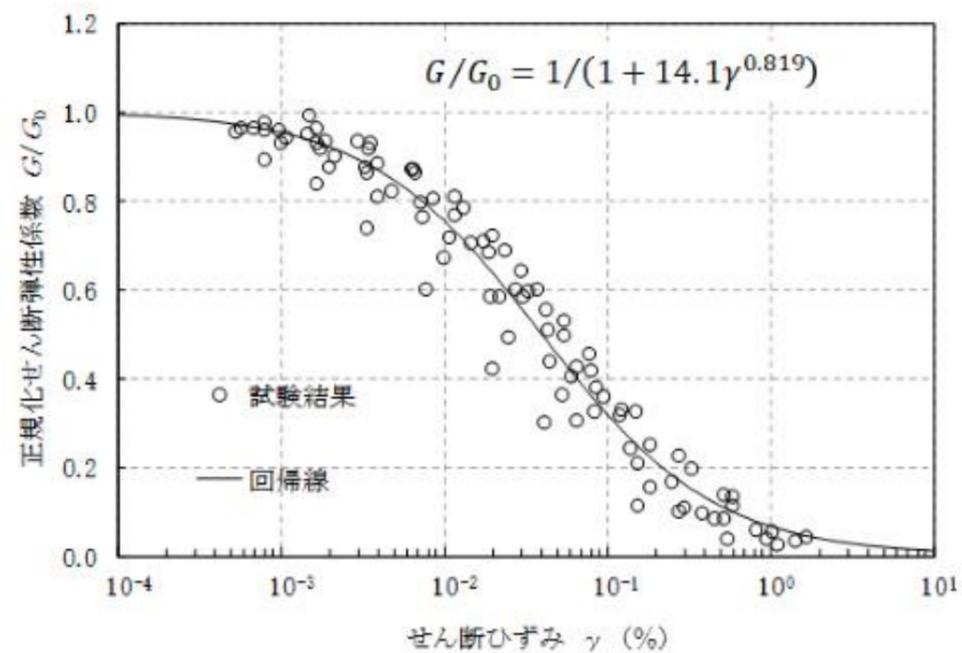
(b) 減衰特性



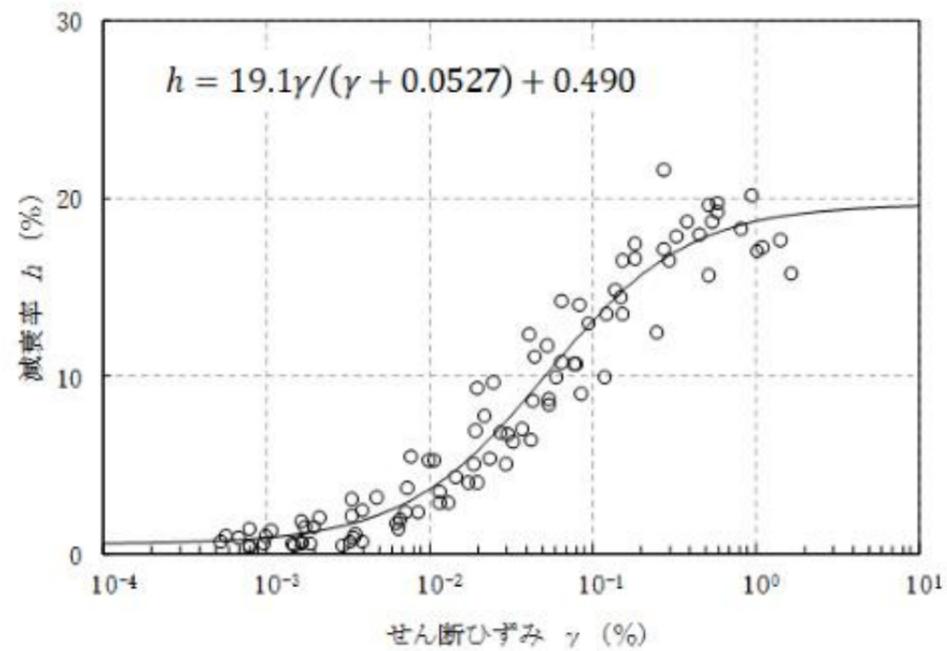
(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(2) 動的変形試験結果 (Lm 層)

第 3.5.25 図(2) 動的変形試験結果 (Lm 層)

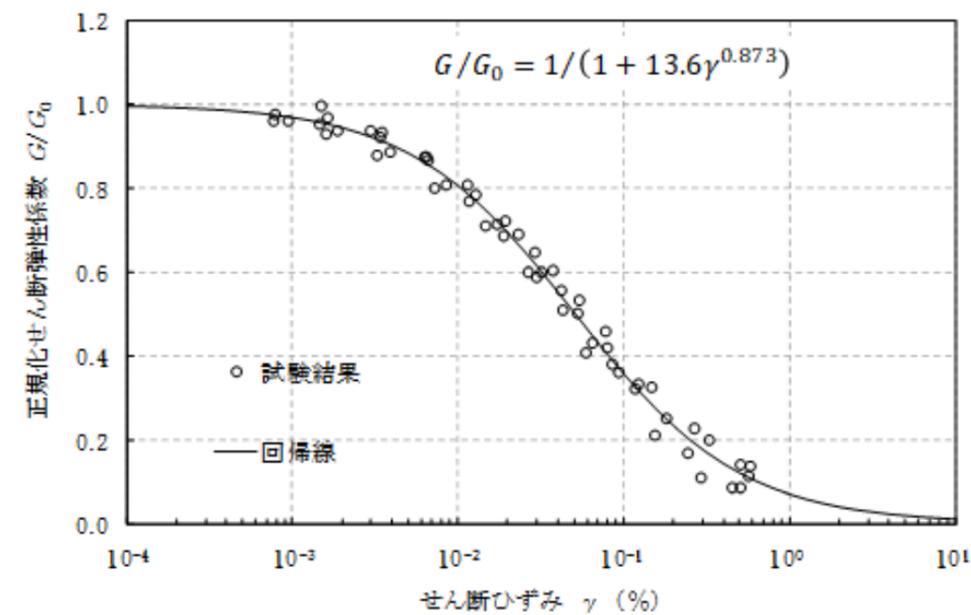


(a) 動的変形特性

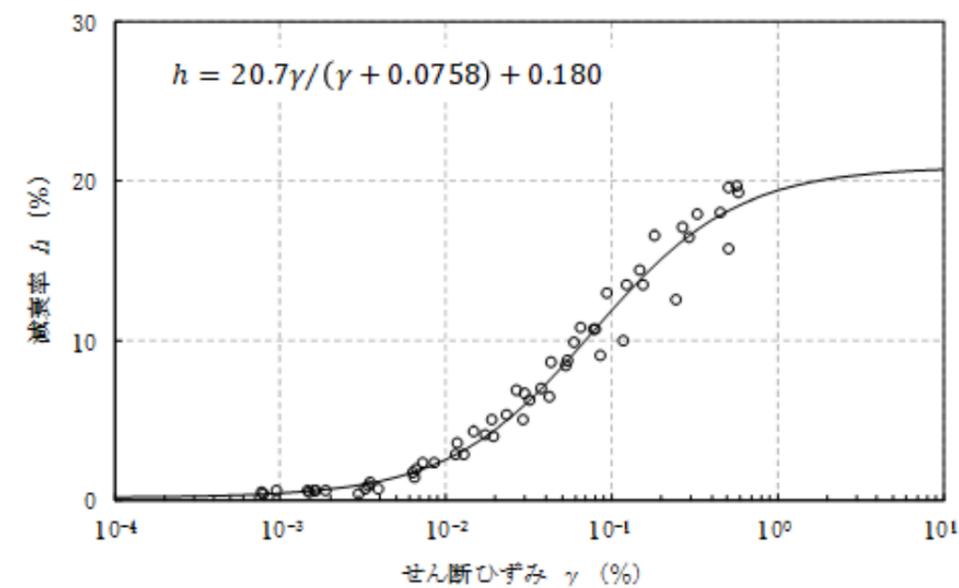


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(3) 動的変形試験結果 (Mu-S<sub>1</sub>層)

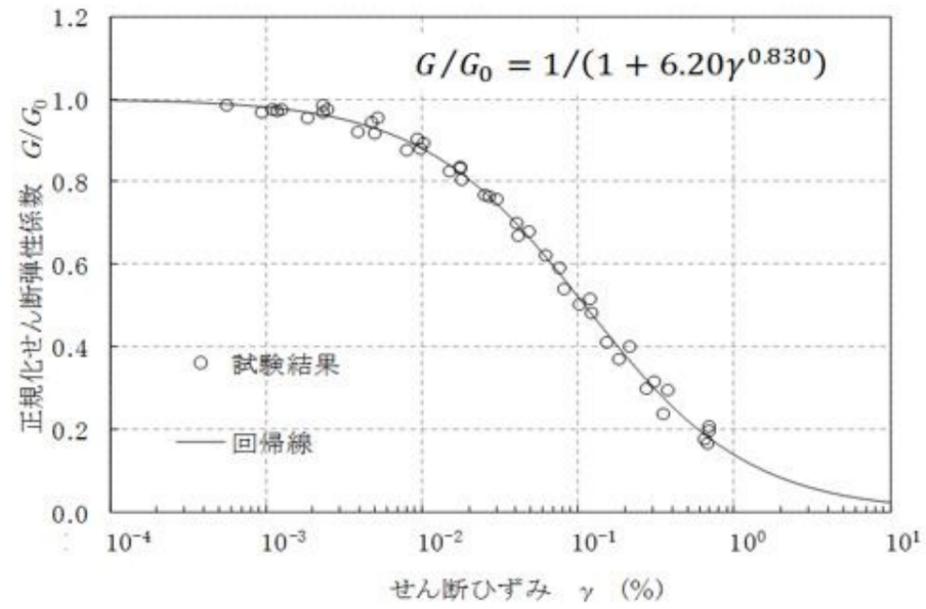


(a) 動的変形特性

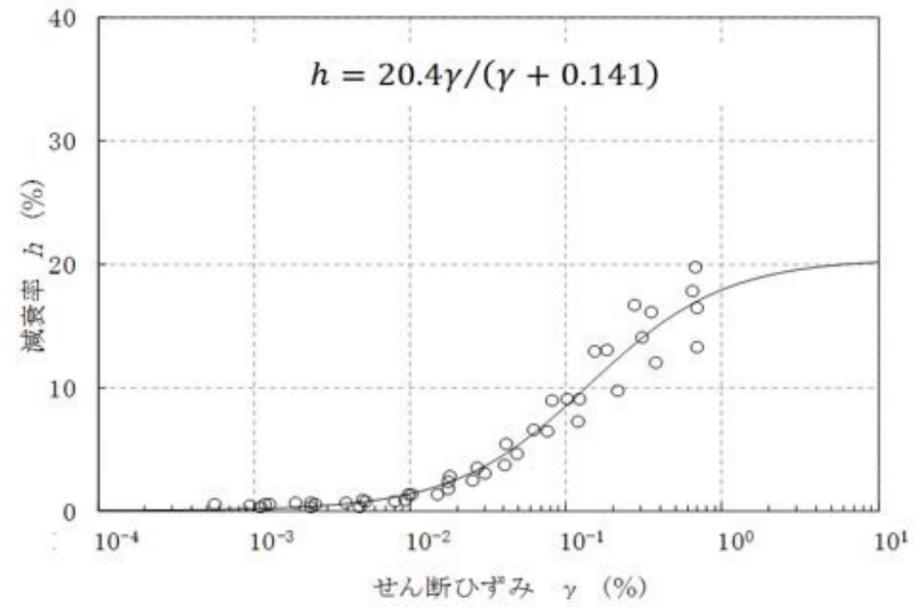


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(3) 動的変形試験結果 (Mu-S<sub>1</sub>層)

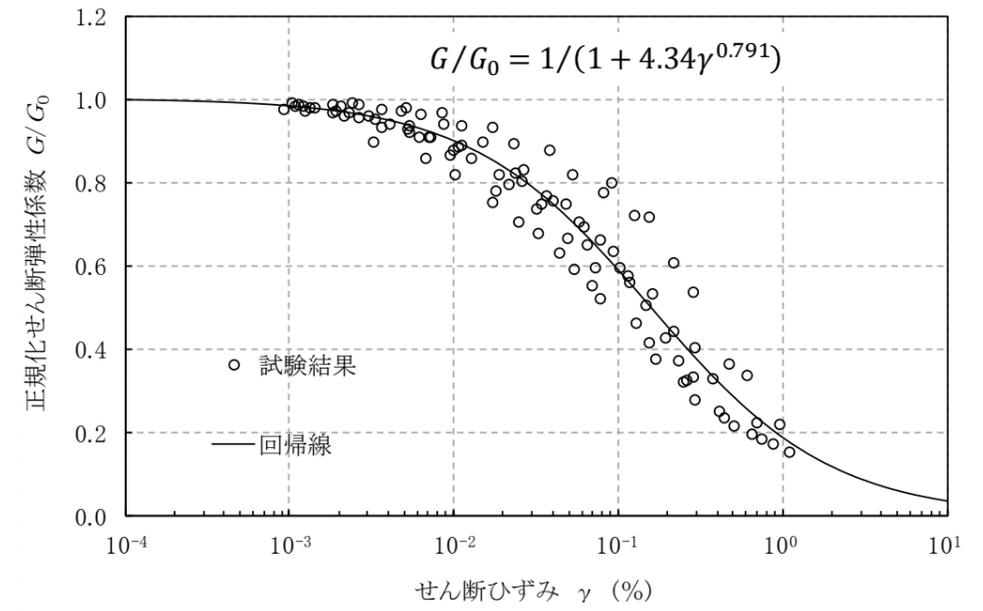


(a) 動的変形特性

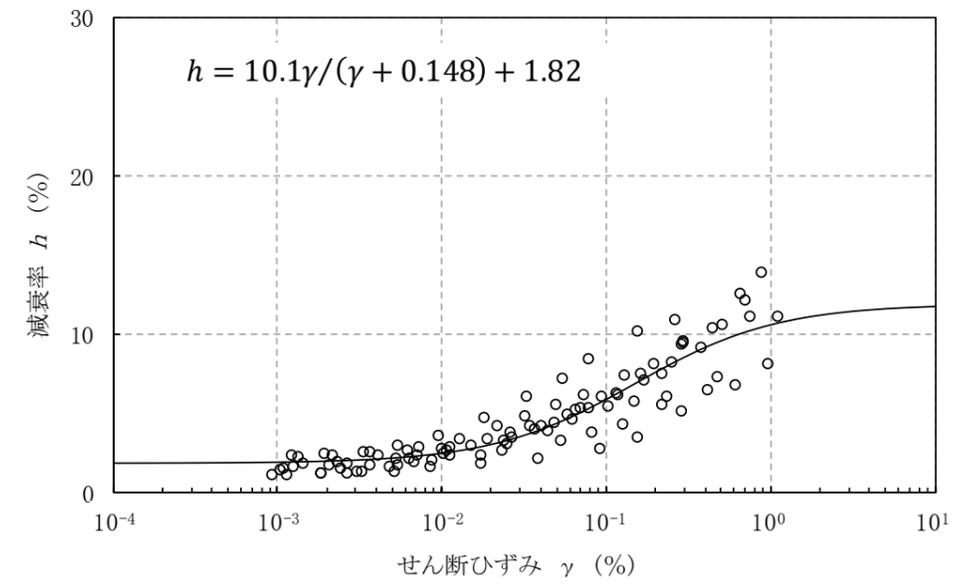


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(4) 動的変形試験結果 (Mu-S 層)

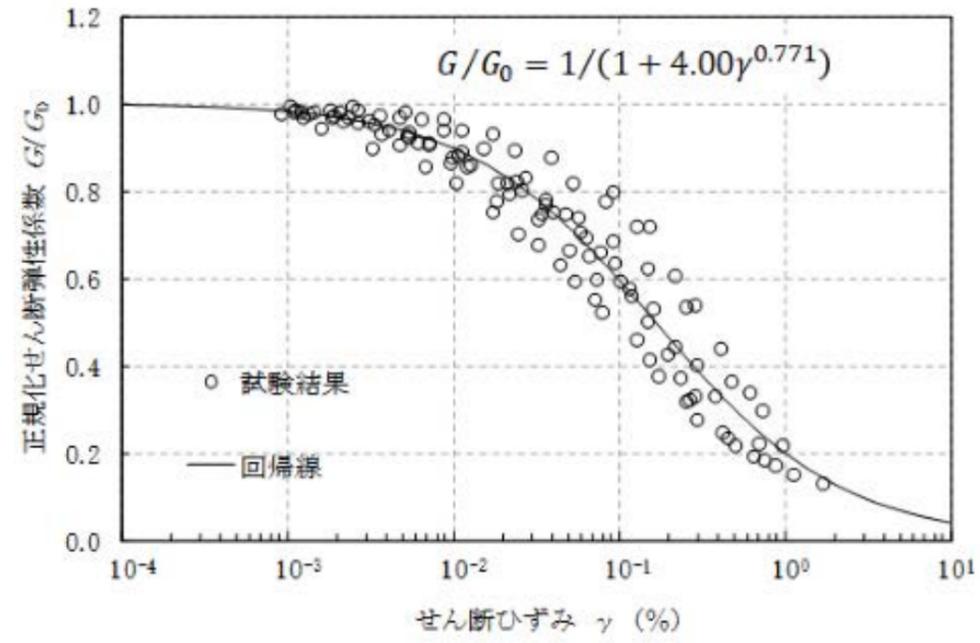


(a) 動的変形特性

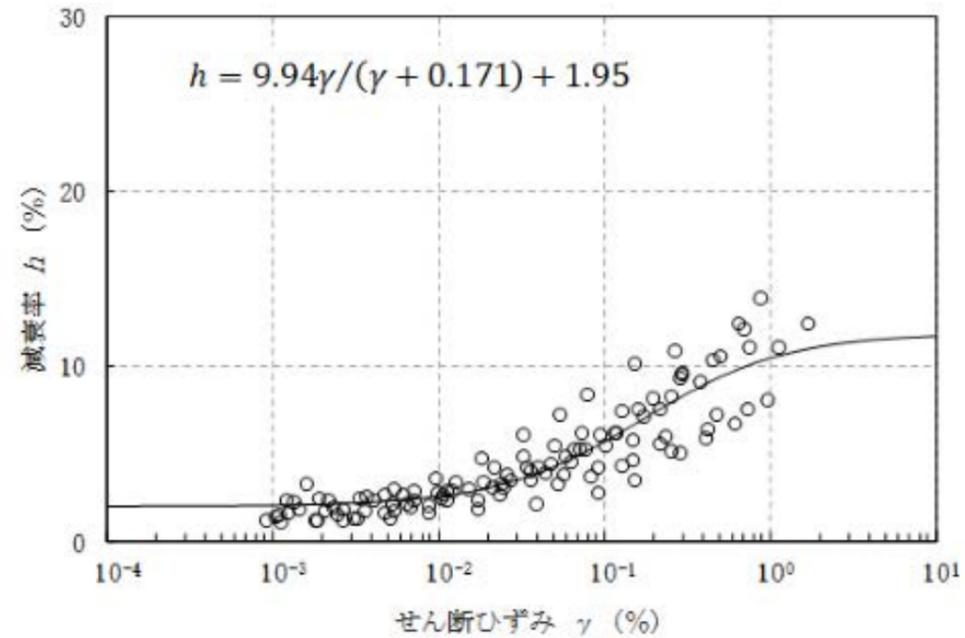


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(4) 動的変形試験結果 (Mu-C 層)

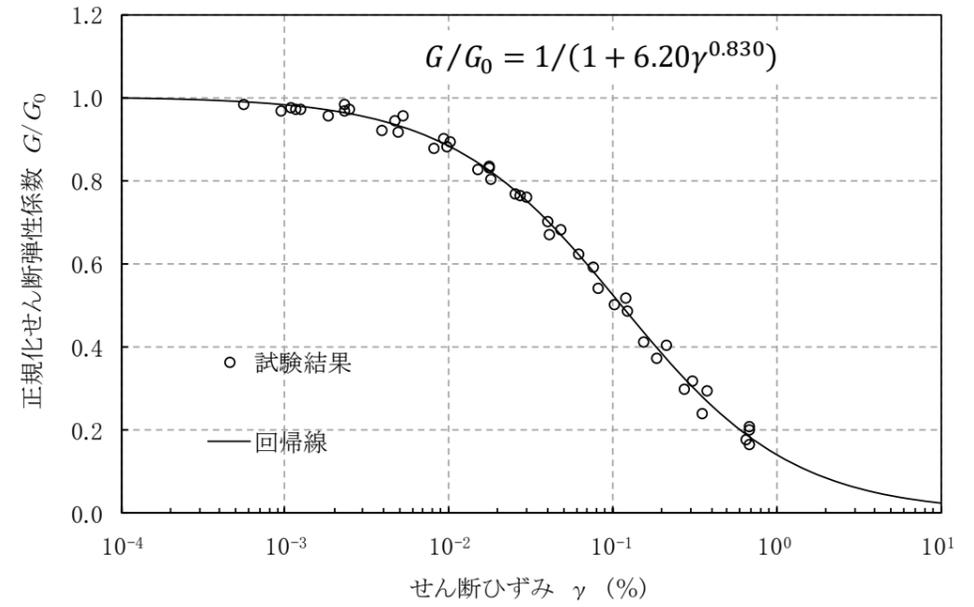


(a) 動的変形特性

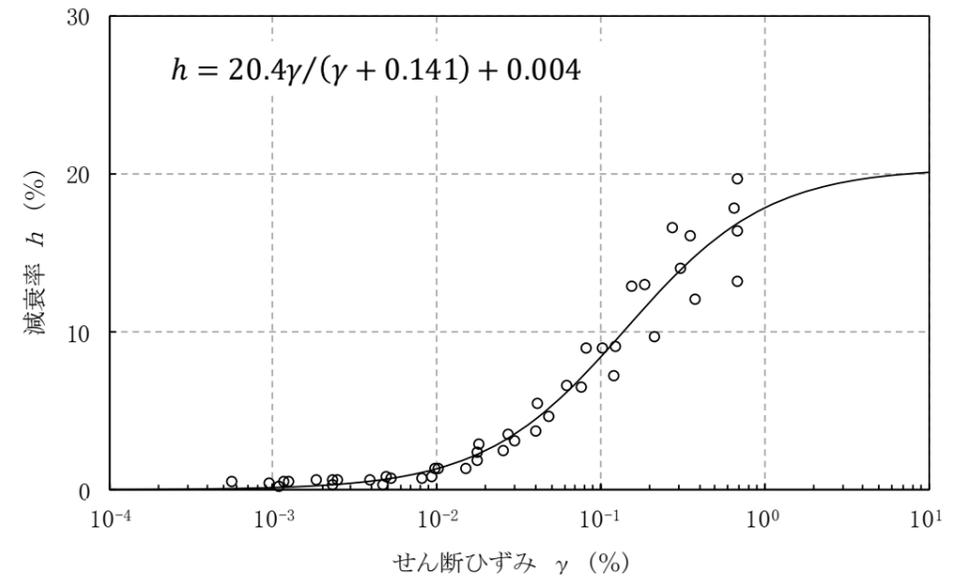


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(5) 動的変形試験結果 (Mu-C層)

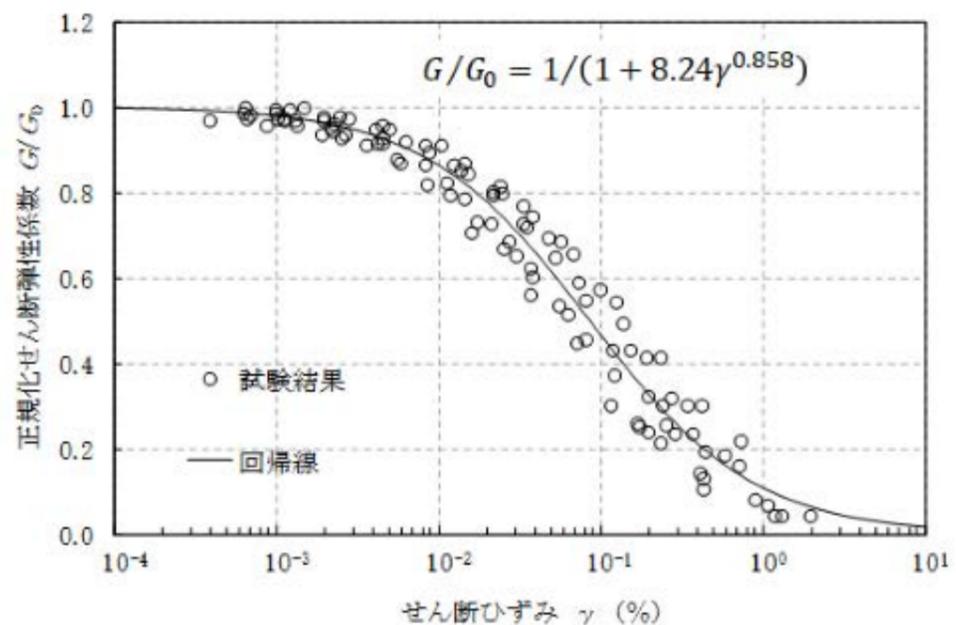


(a) 動的変形特性

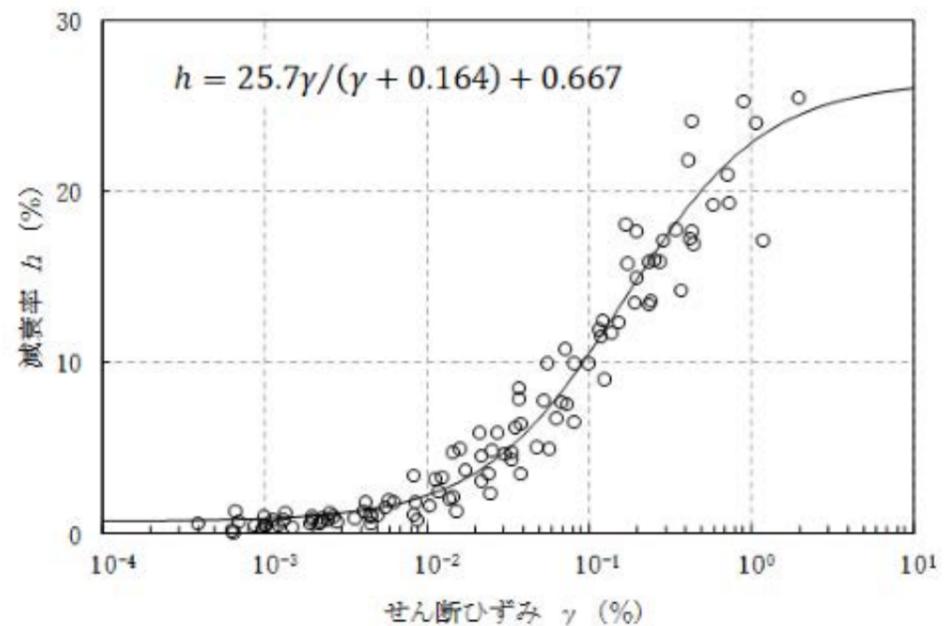


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(5) 動的変形試験結果 (Mu-S層)

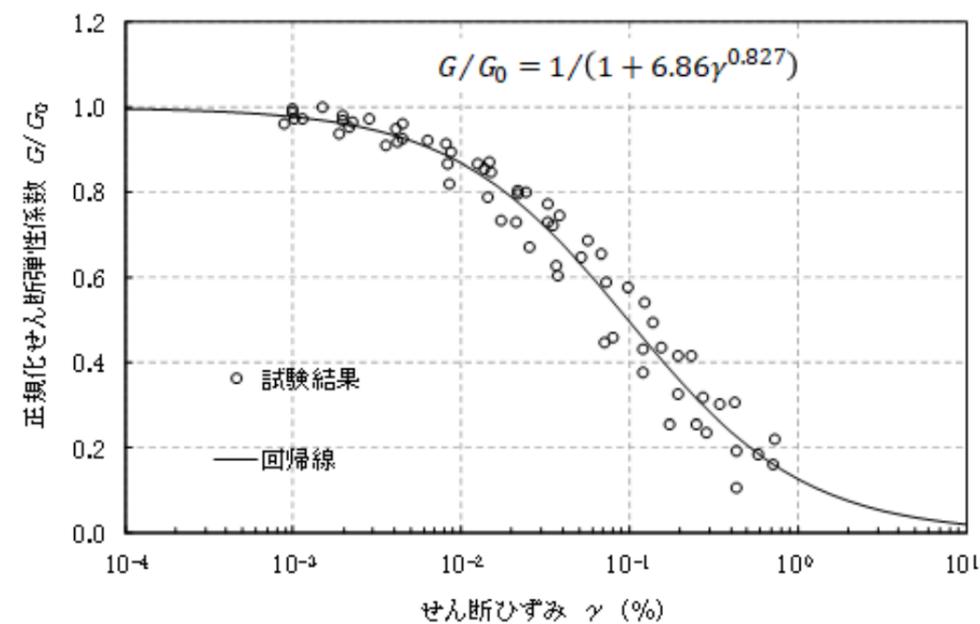


(a) 動的変形特性

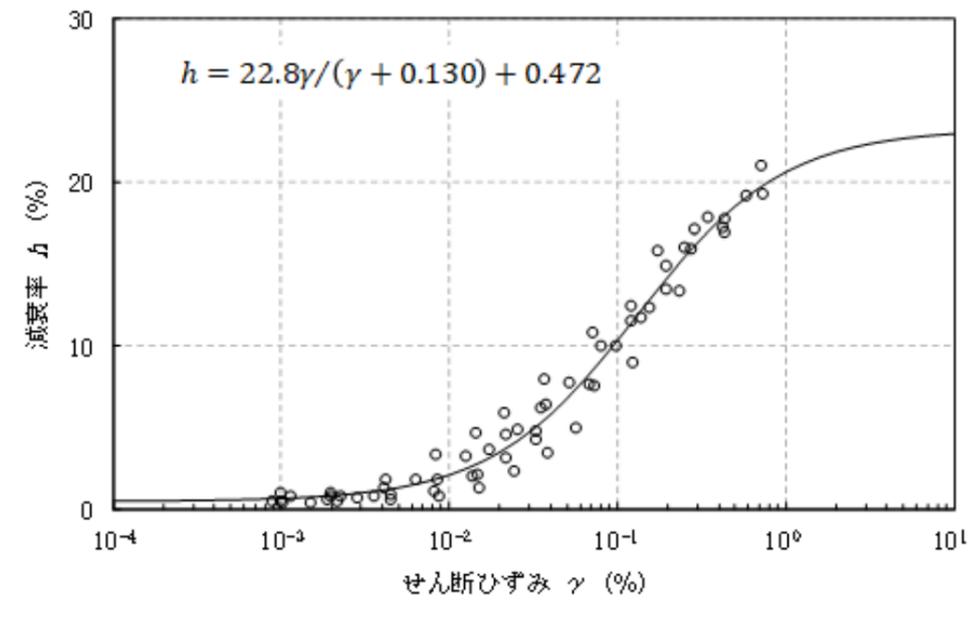


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(6) 動的変形試験結果 (Mu-S<sub>2</sub>層)

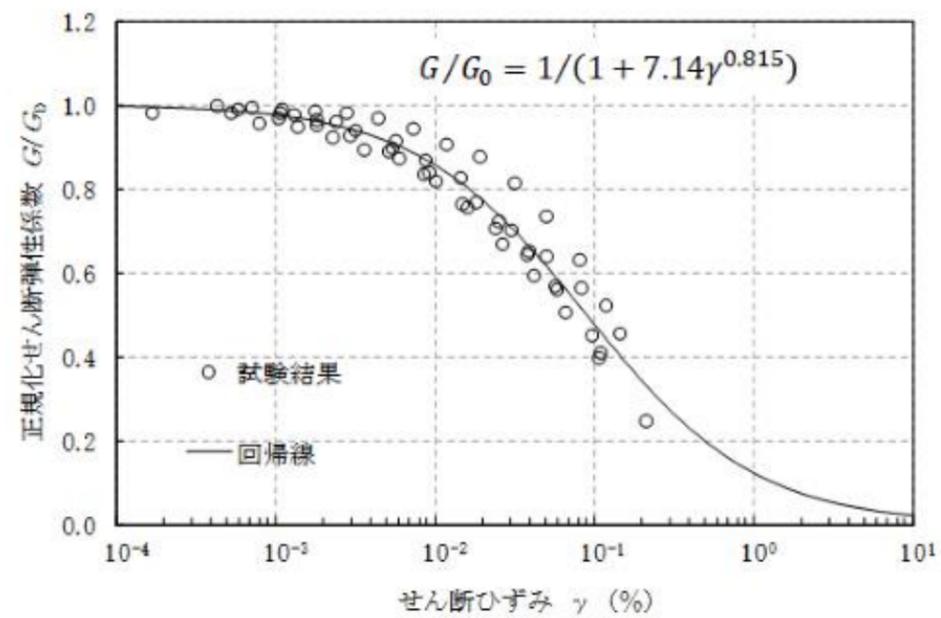


(a) 動的変形特性

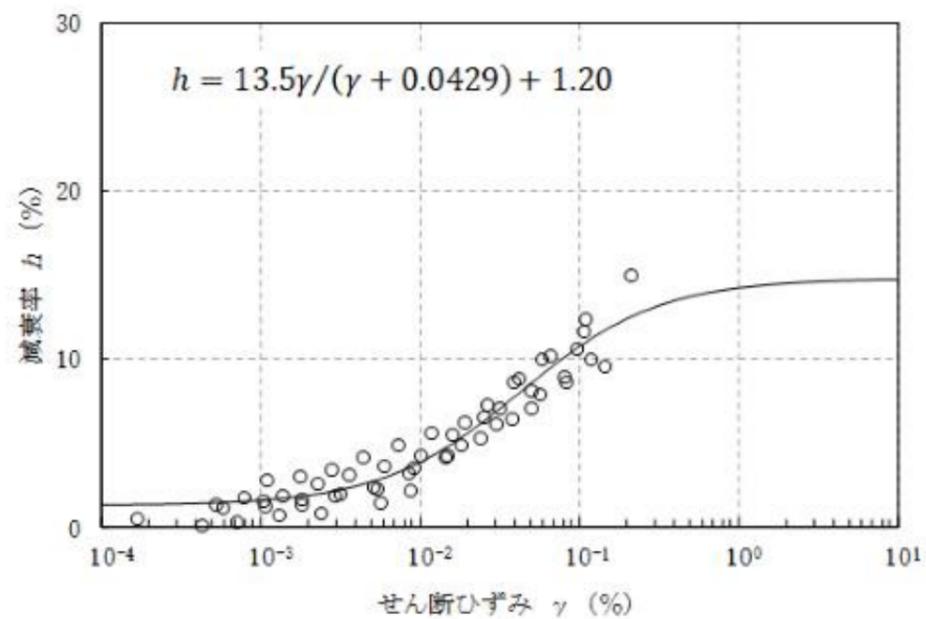


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(6) 動的変形試験結果 (Mu-S<sub>2</sub>層)

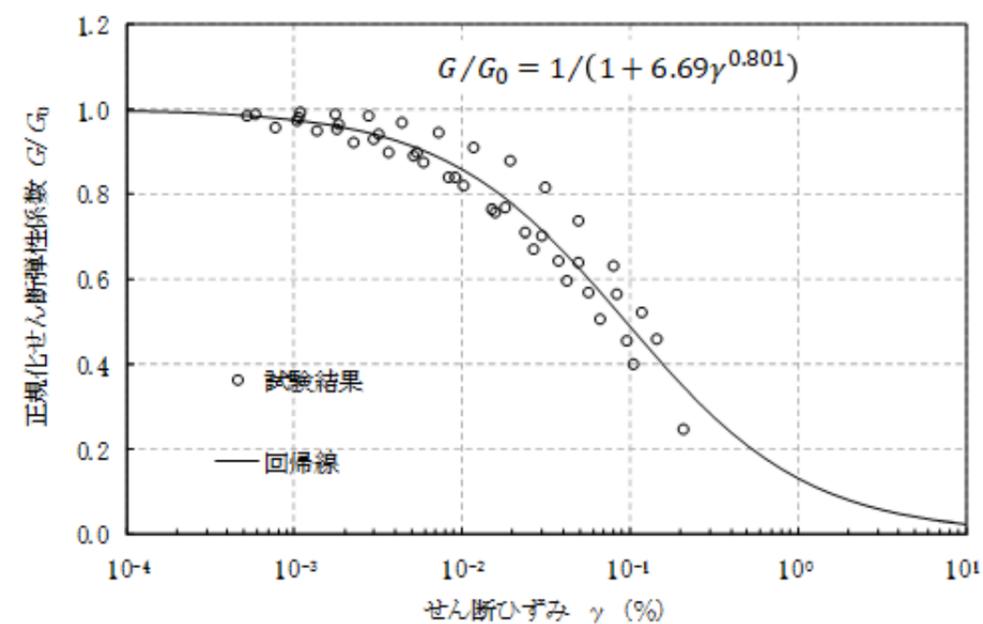


(a) 動的変形特性

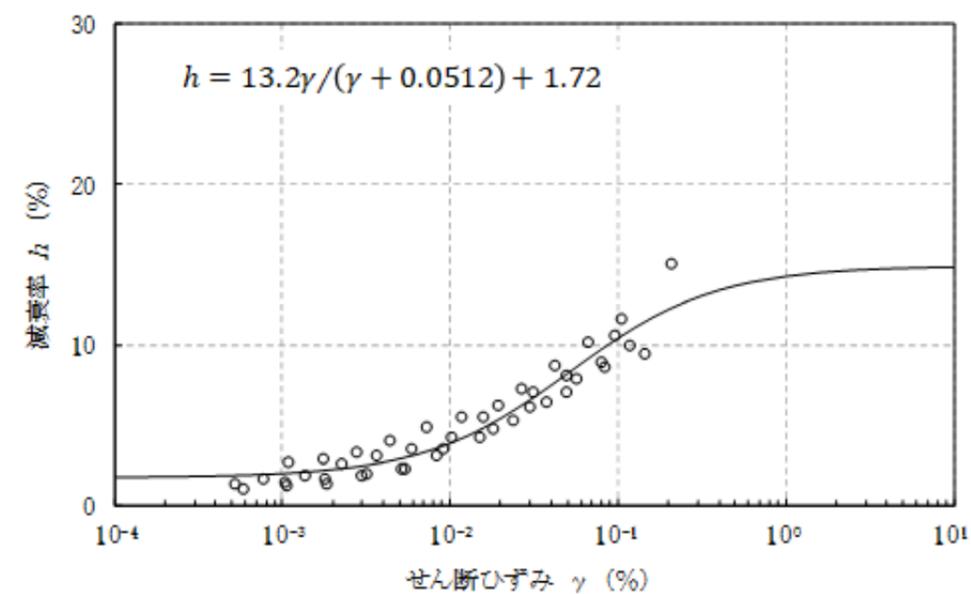


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(7) 動的変形試験結果 (Mm-Sg 層)

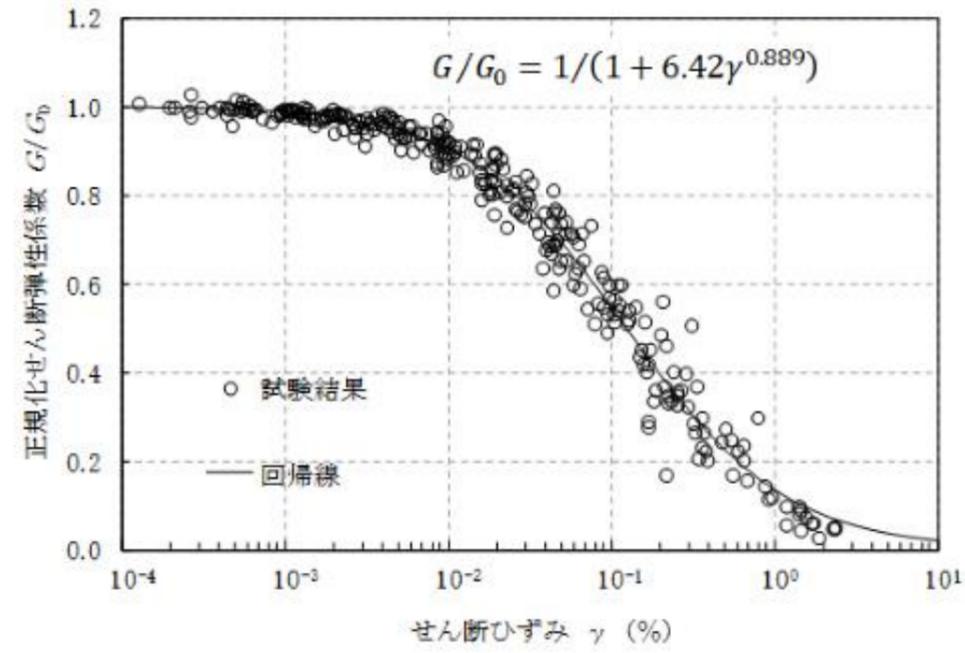


(a) 動的変形特性

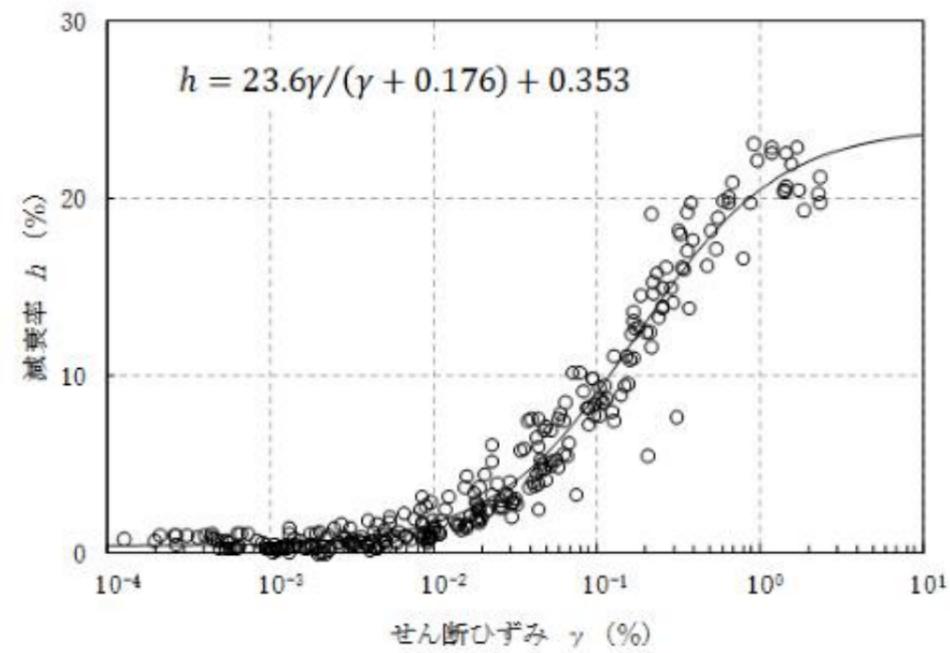


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(7) 動的変形試験結果 (Mm-Sg 層)

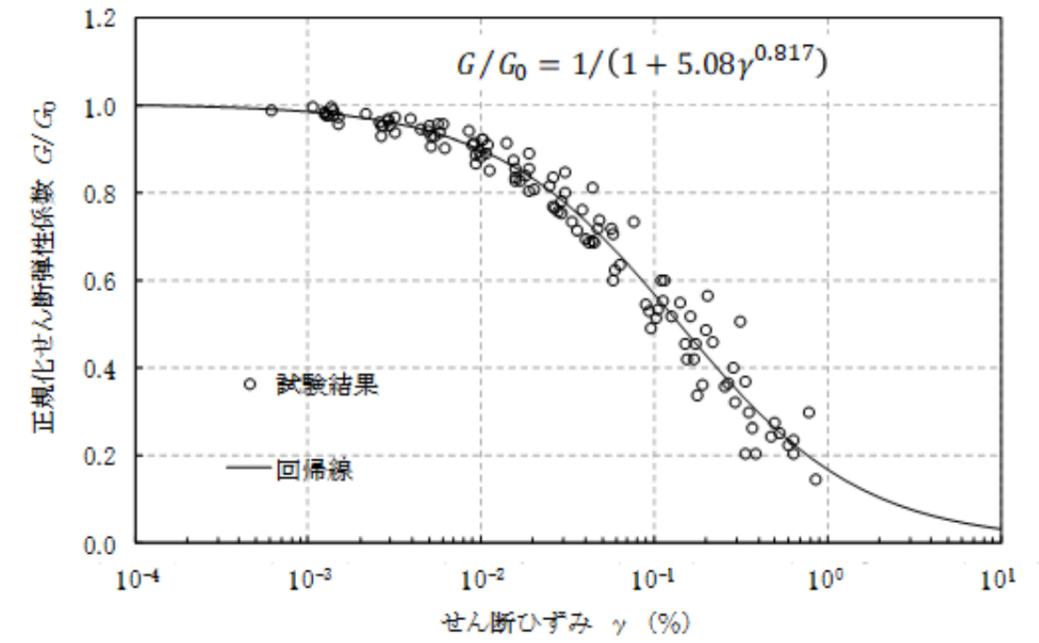


(a) 動的変形特性

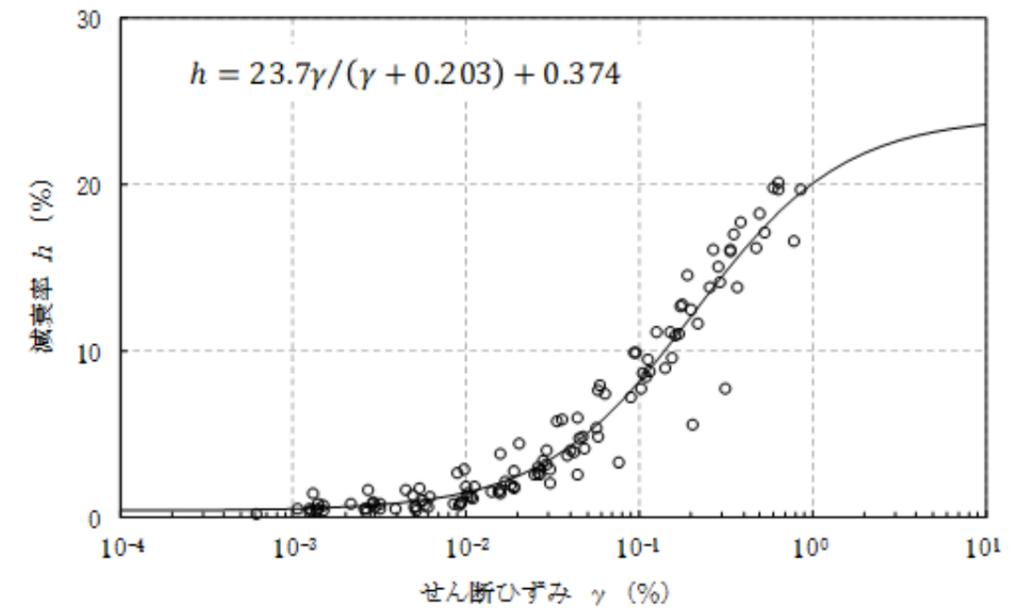


(b) 減衰特性

第 3. 5. 25 図(8) 動の変形試験結果 (Is-S<sub>1</sub>層)

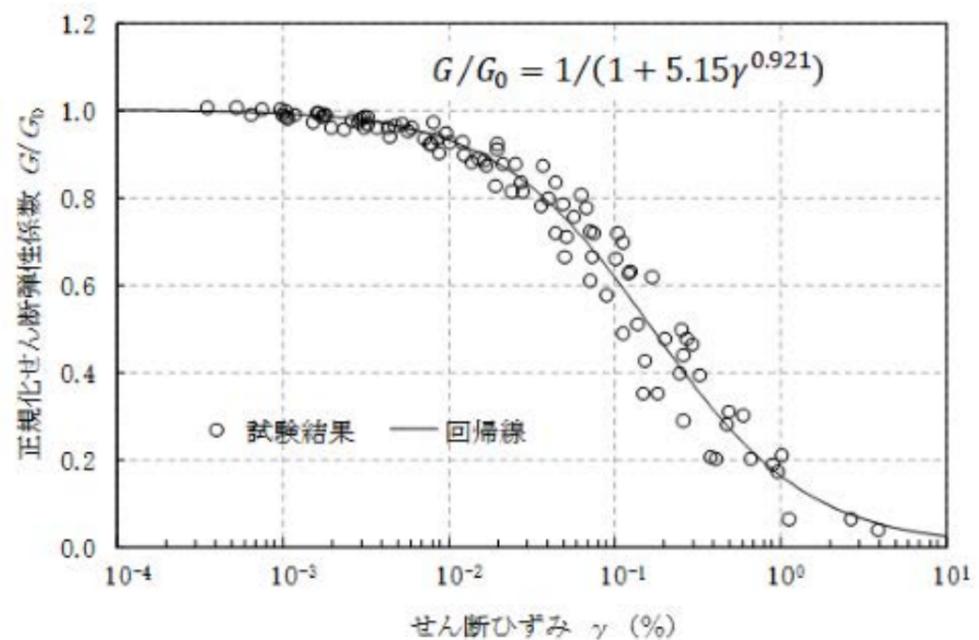


(a) 動的変形特性

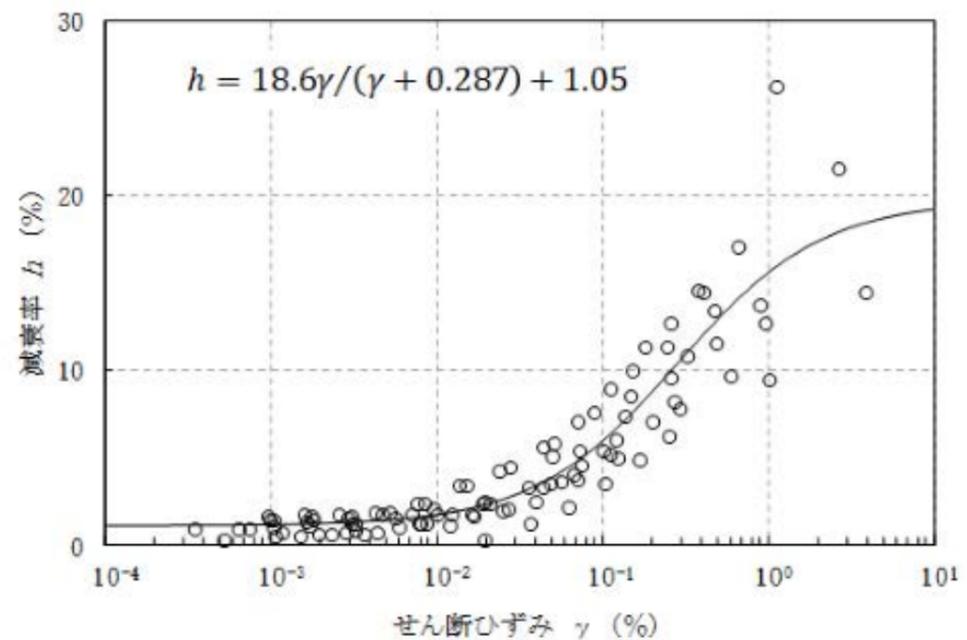


(b) 減衰特性

第 3. 5. 25 図(8) 動の変形試験結果 (Is-S<sub>1</sub>層)

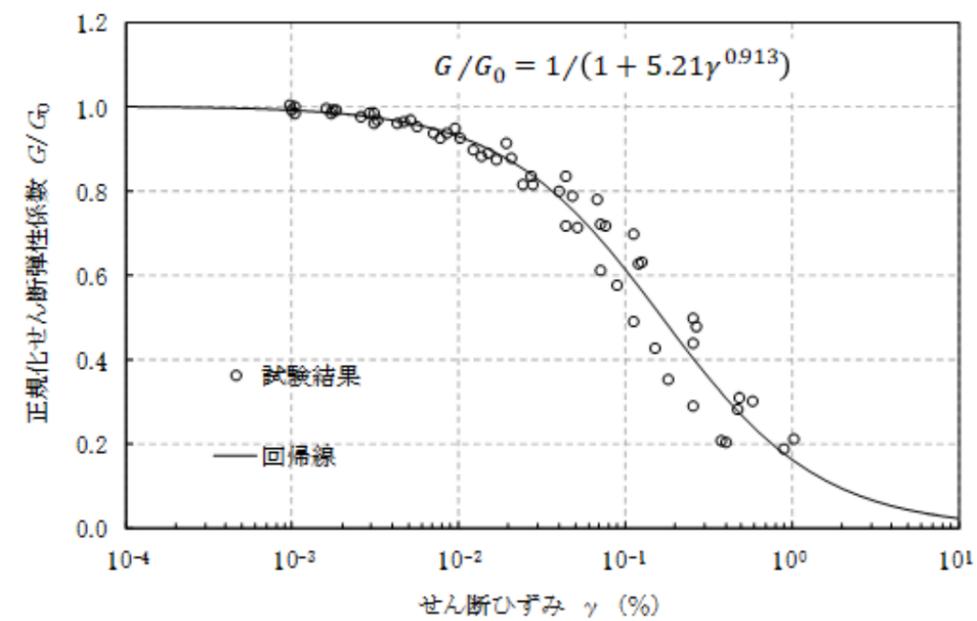


(a) 動的変形特性

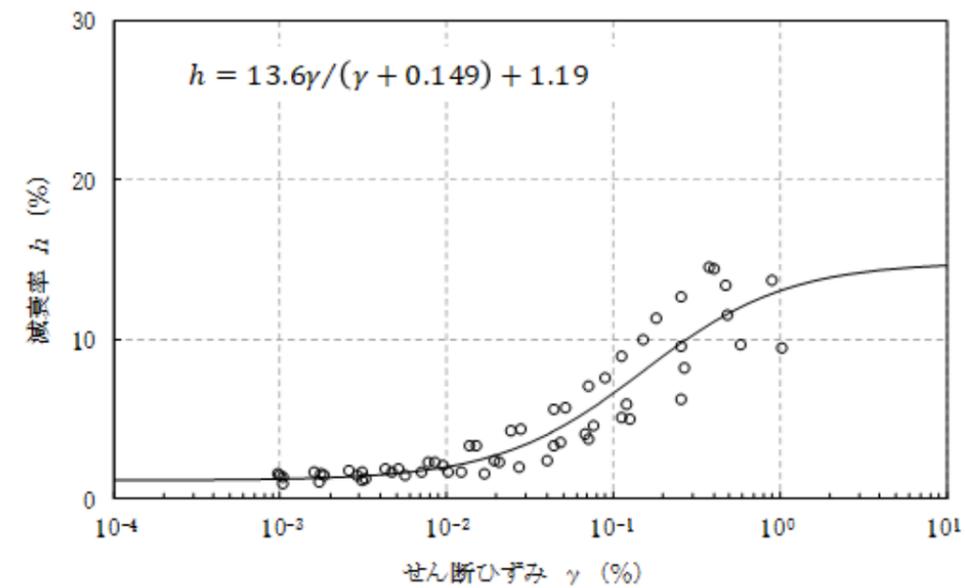


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(9) 動的変形試験結果 (Is-C 層)

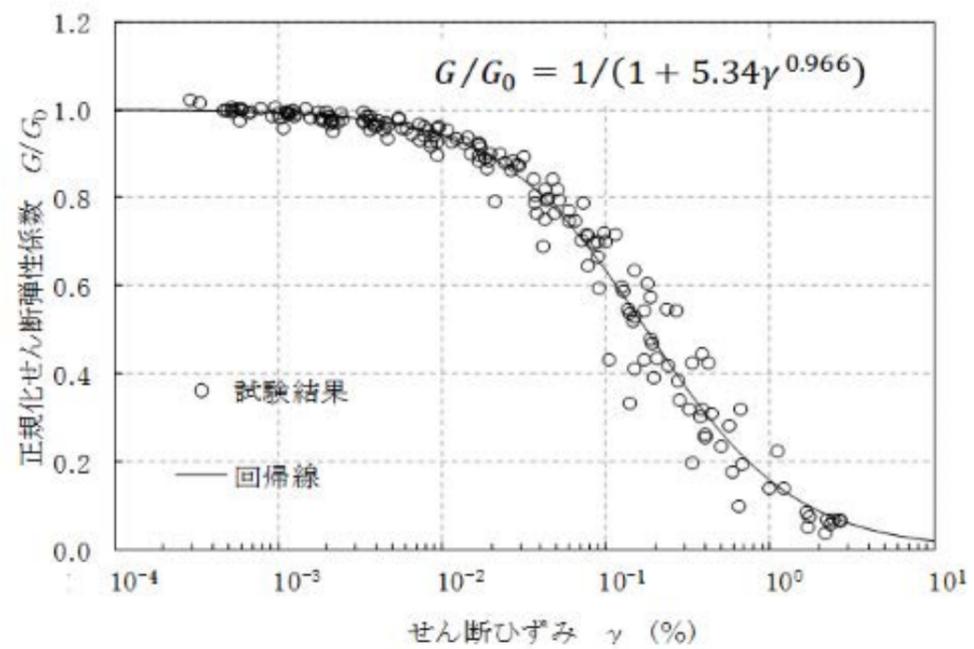


(a) 動的変形特性

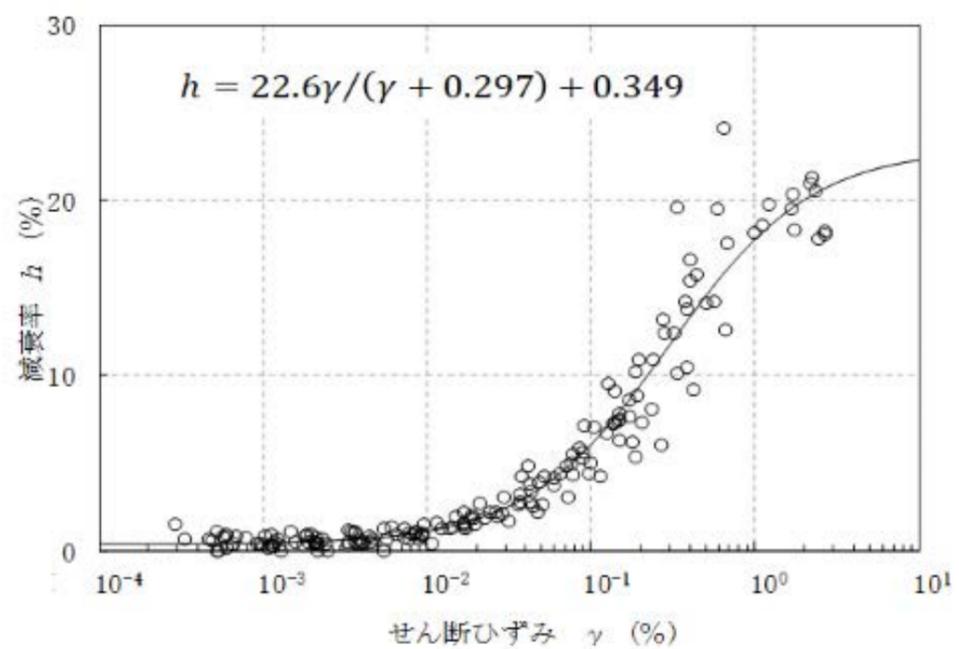


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(9) 動的変形試験結果 (Is-C 層)

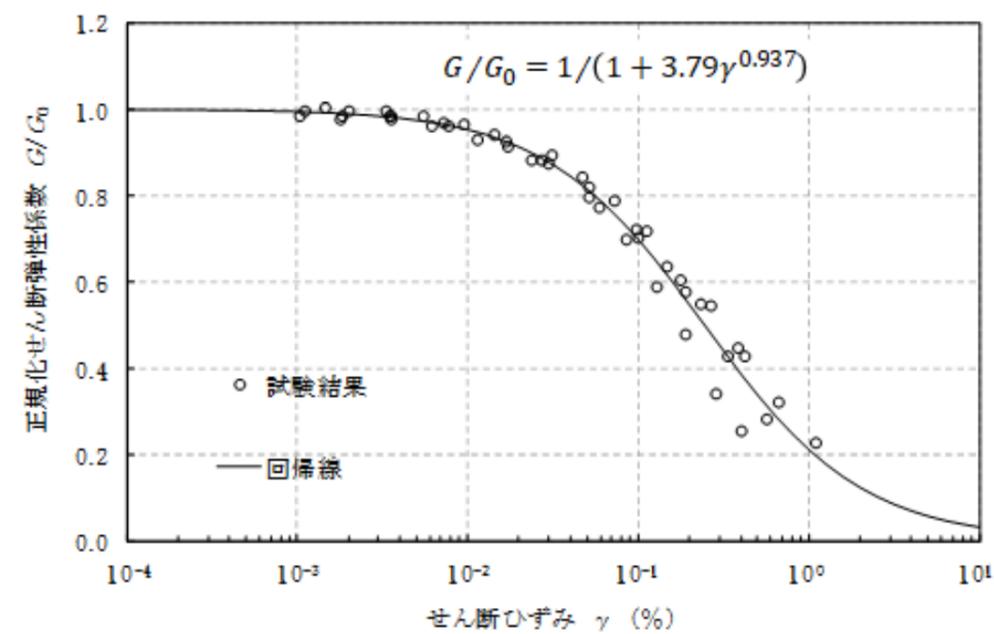


(a) 動的変形特性

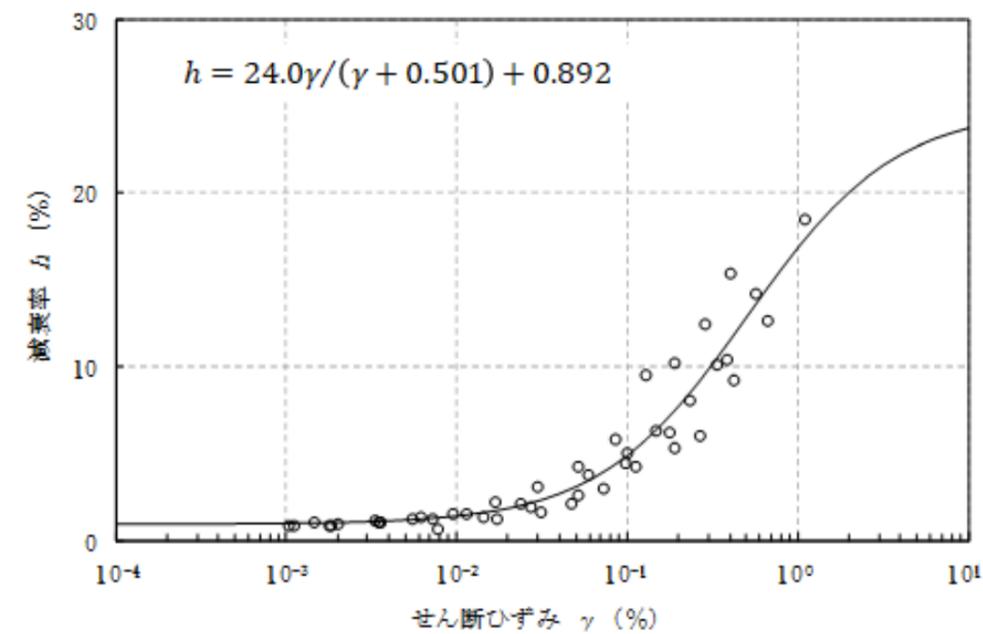


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(10) 動的変形試験結果 (I<sub>s</sub>-S<sub>2</sub>U 層)

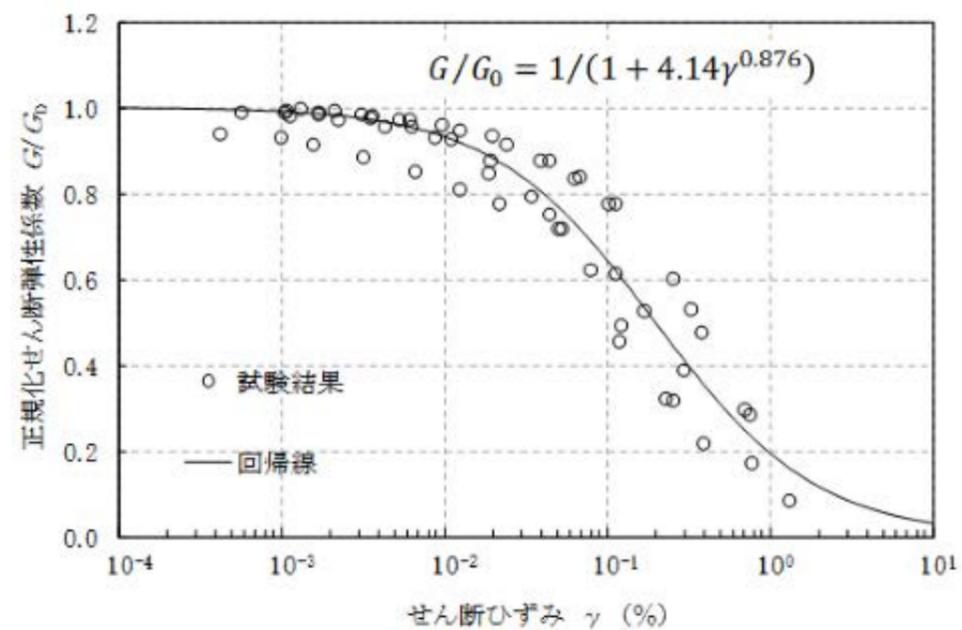


(a) 動的変形特性

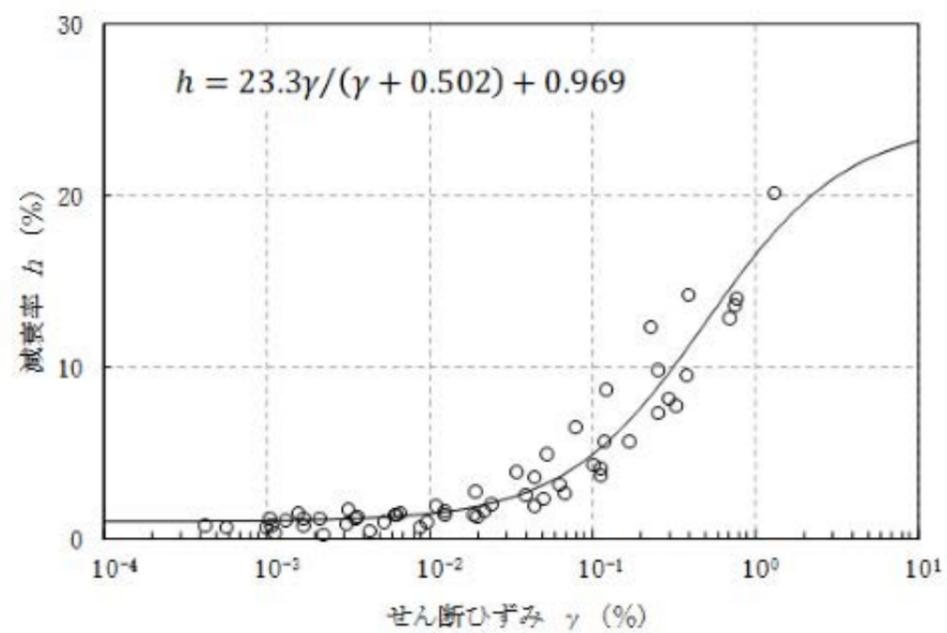


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(10) 動的変形試験結果 (I<sub>s</sub>-S<sub>2</sub>U 層)

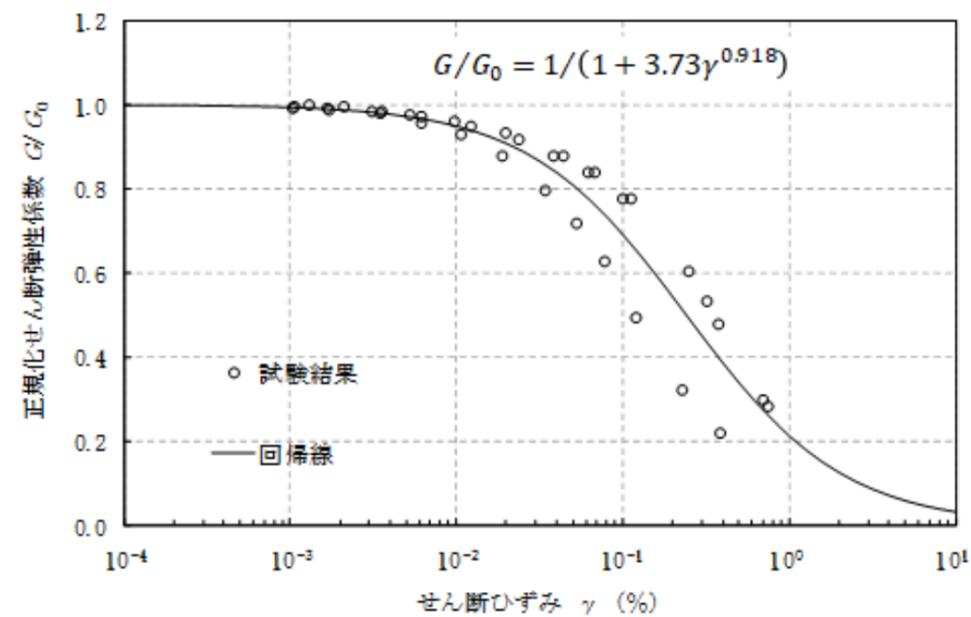


(a) 動的変形特性

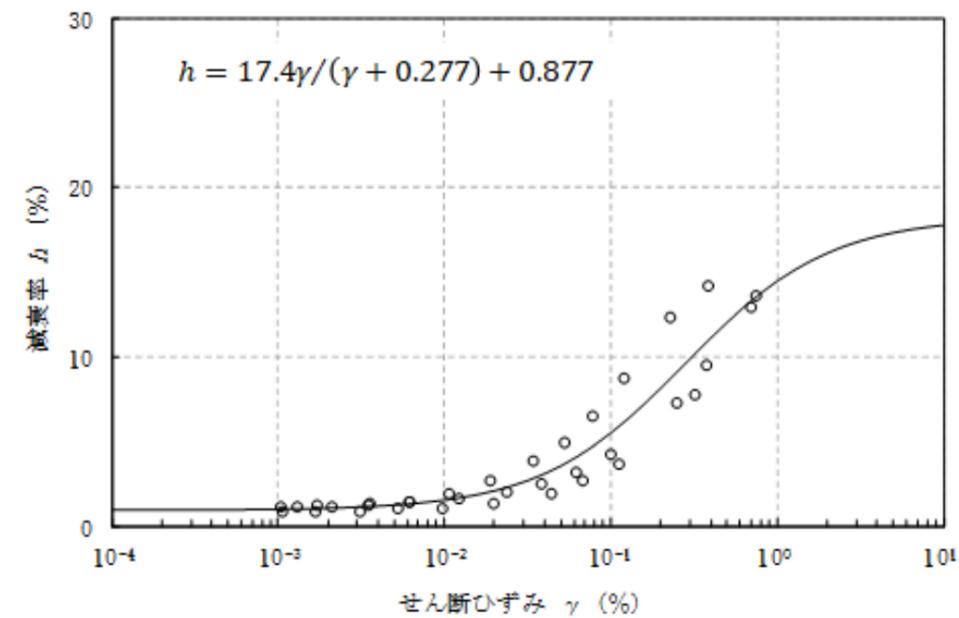


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(11) 動的変形試験結果 (Is-Sc 層)

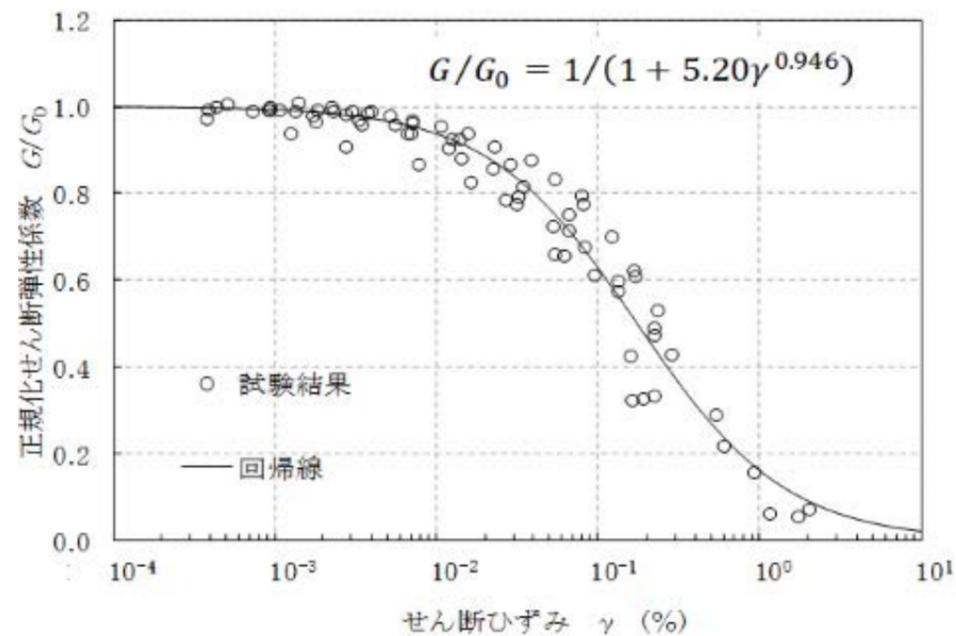


(a) 動的変形特性

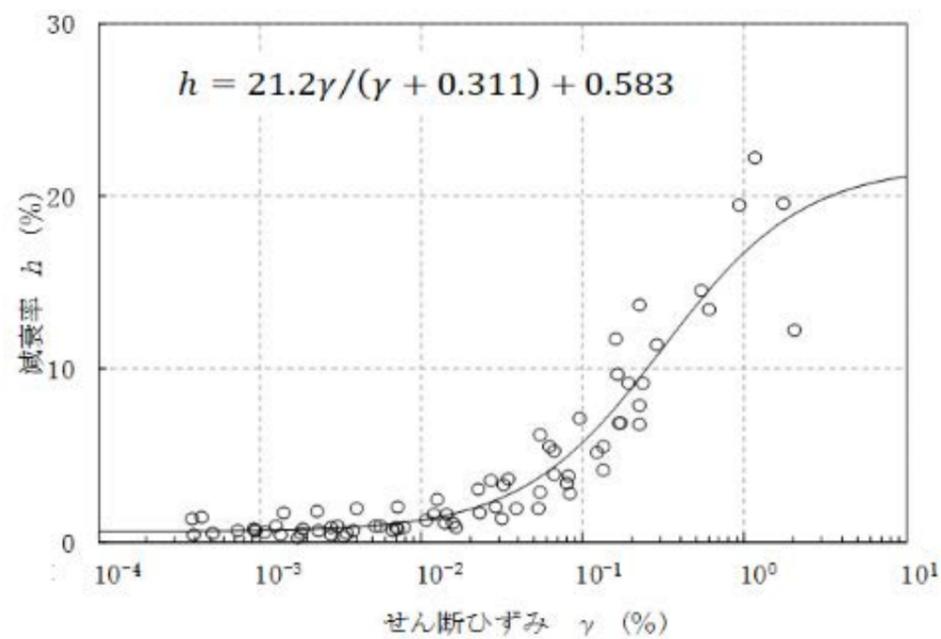


(b) 減衰特性

第 3.5.25 図(11) 動的変形試験結果 (Is-Sc 層)

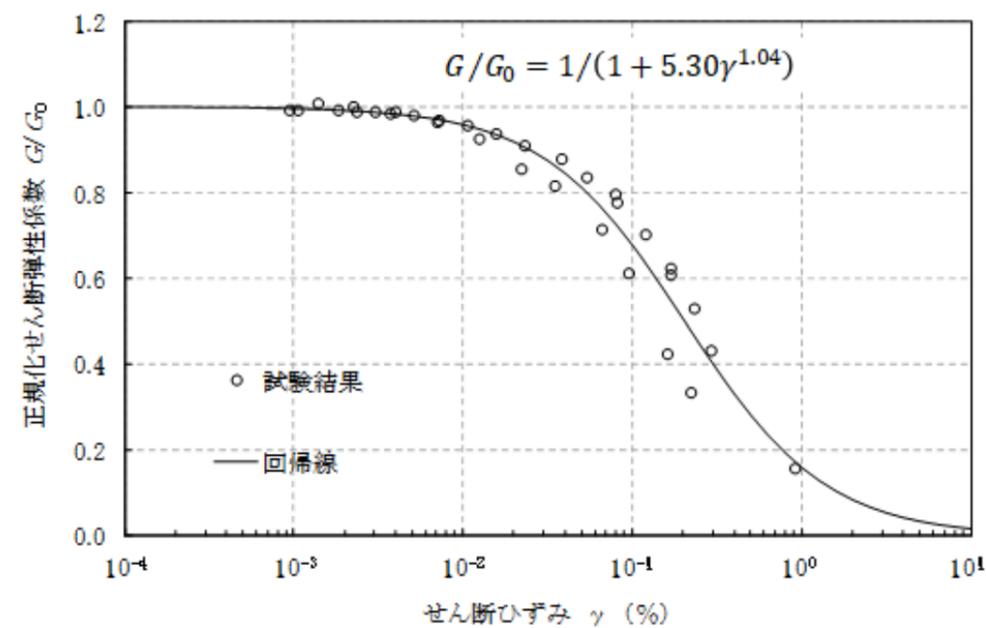


(a) 動的変形特性

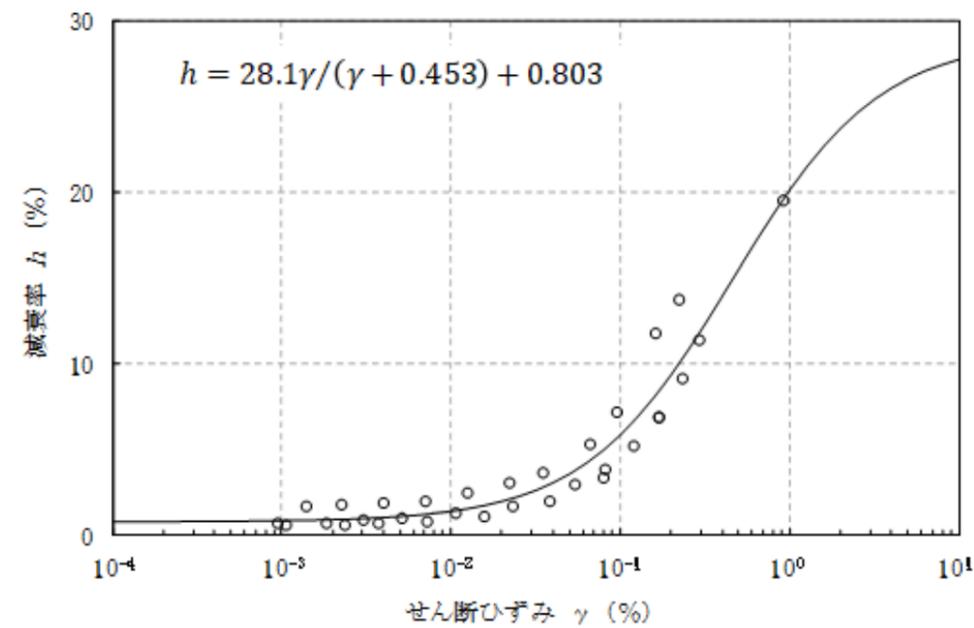


(b) 減衰特性

第 3. 5. 25 図(12) 動的変形試験結果 (Is-S<sub>2</sub>L 層)

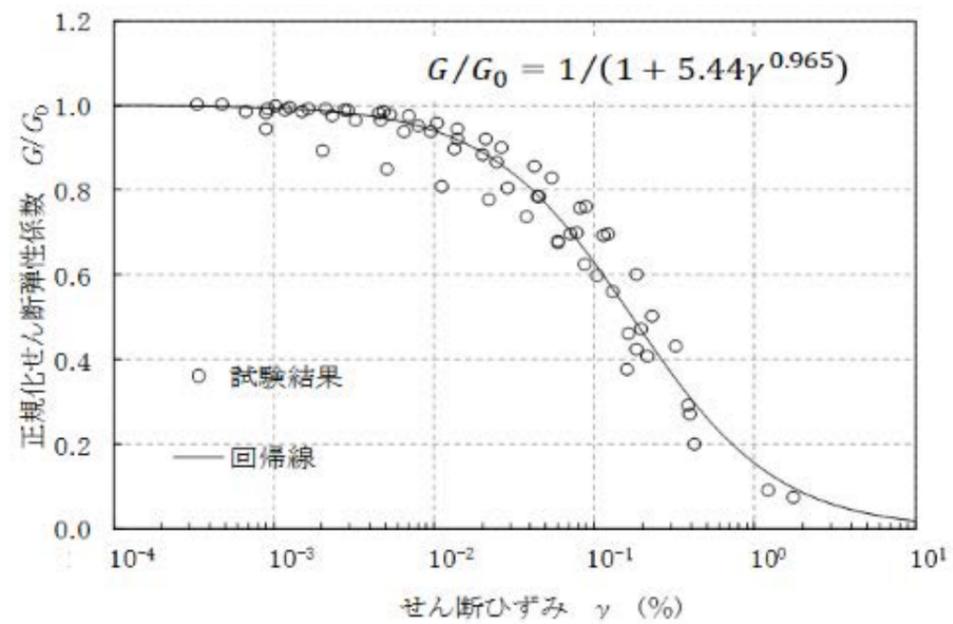


(a) 動的変形特性

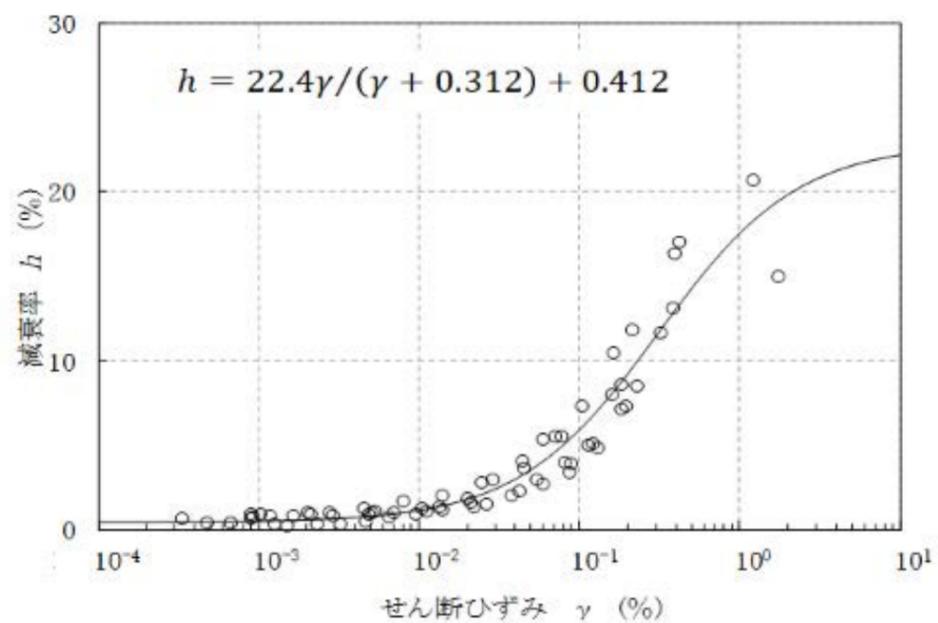


(b) 減衰特性

第 3. 5. 25 図(12) 動的変形試験結果 (Is-S<sub>2</sub>L 層)

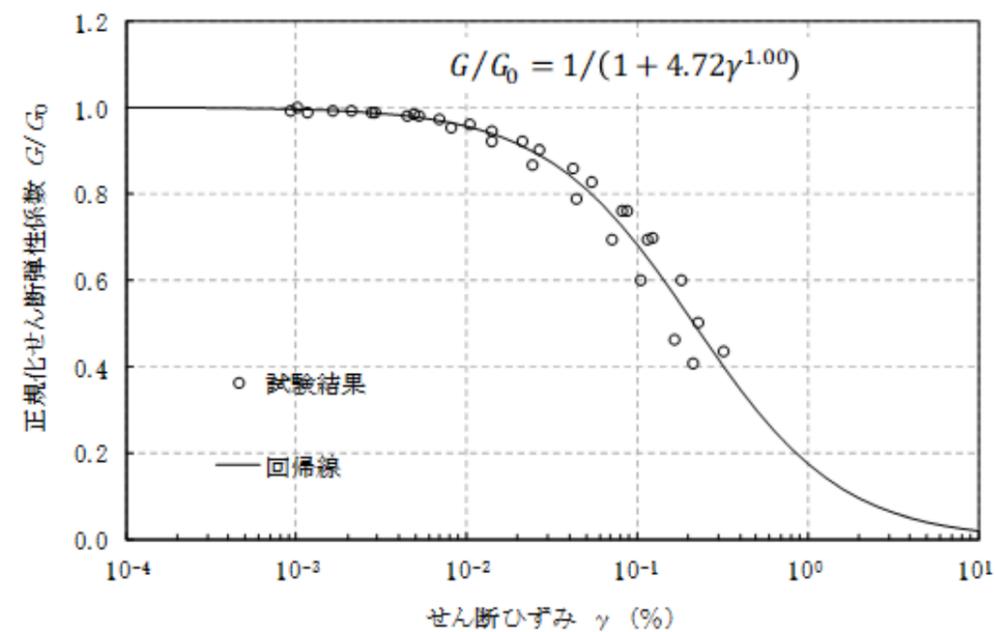


(a) 動的変形特性

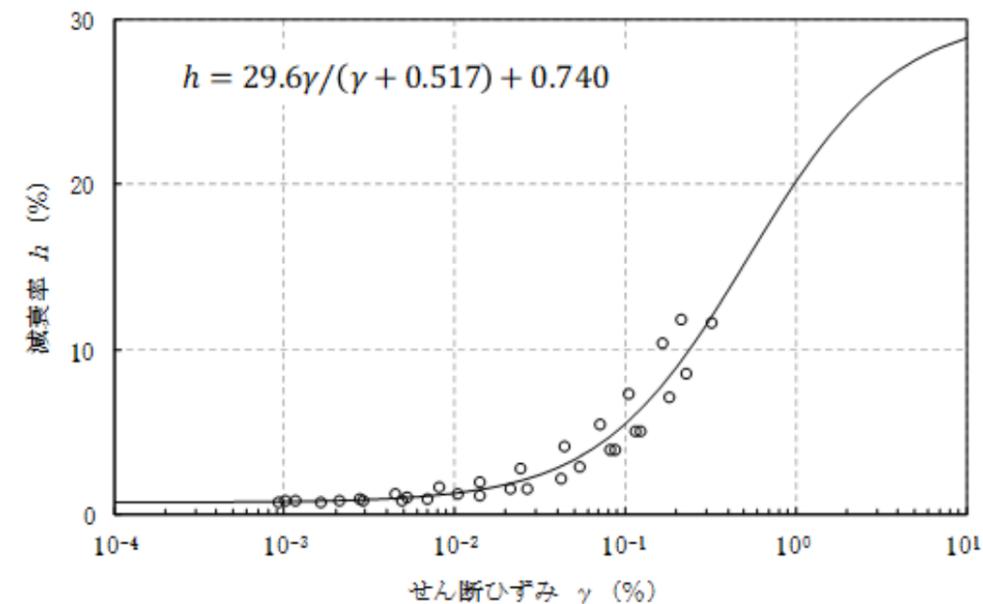


(b) 減衰特性

第 3. 5. 25 図 (13) 動的変形試験結果 (Is-S<sub>3</sub>層)

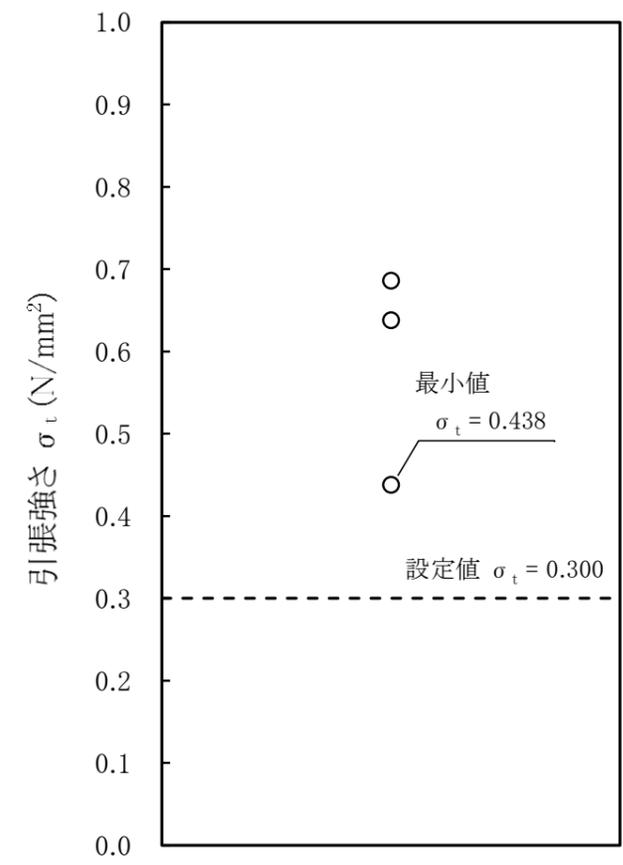


(a) 動的変形特性

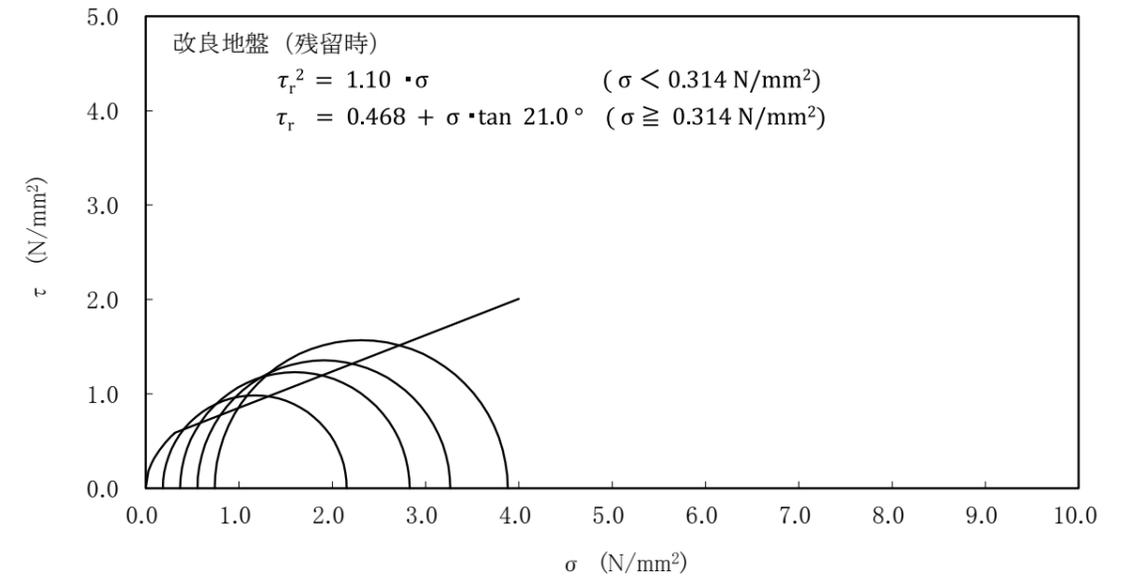
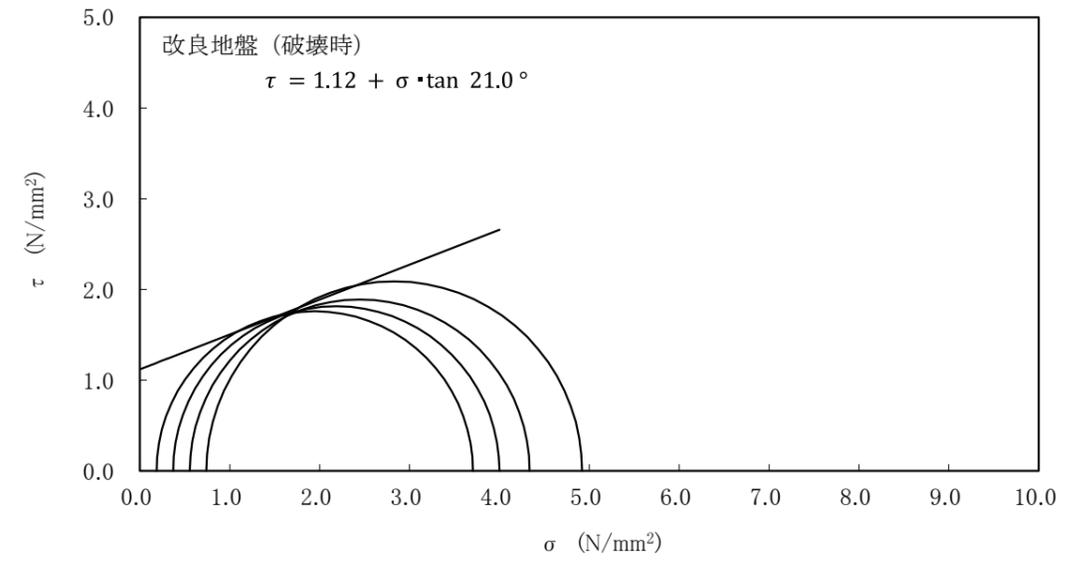


(b) 減衰特性

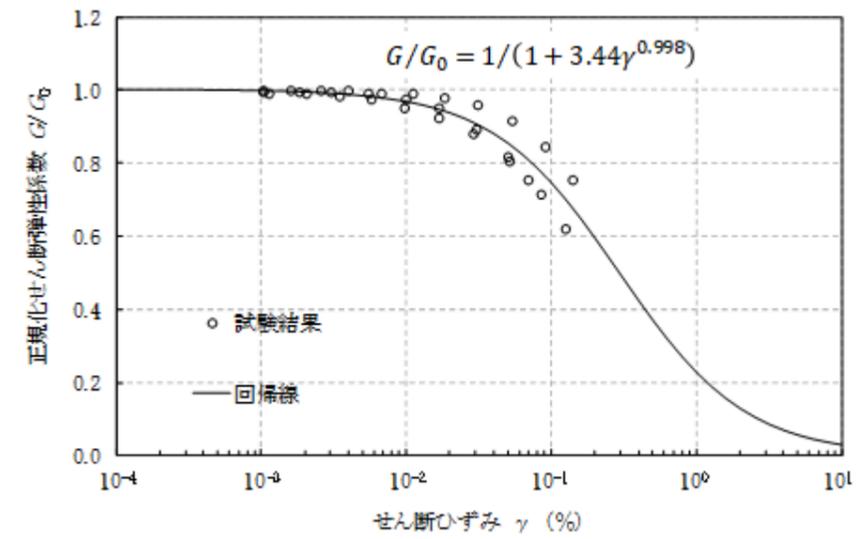
第 3. 5. 25 図 (13) 動的変形試験結果 (Is-S<sub>3</sub>層)



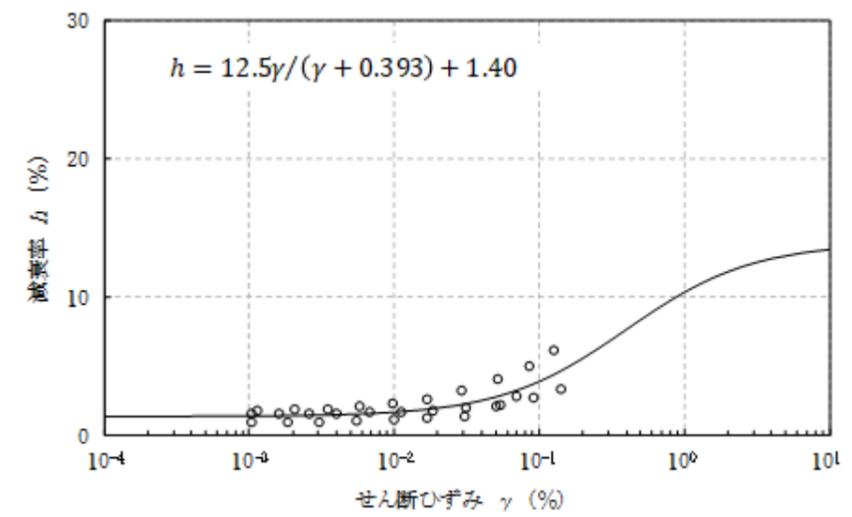
第 3. 5. 26 図 引張強さ試験の結果 (改良地盤)



第 3.5.27 図 三軸圧縮試験の破壊応力円 (UU 条件) (改良地盤)

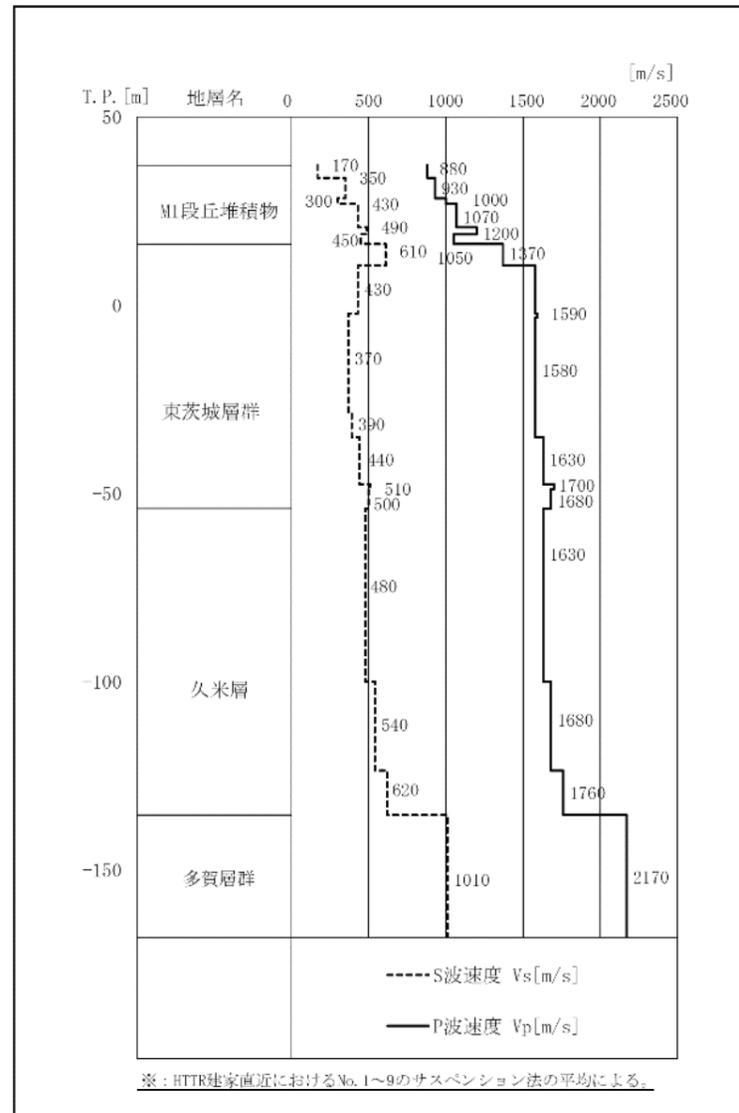


(a) 動的変形特性

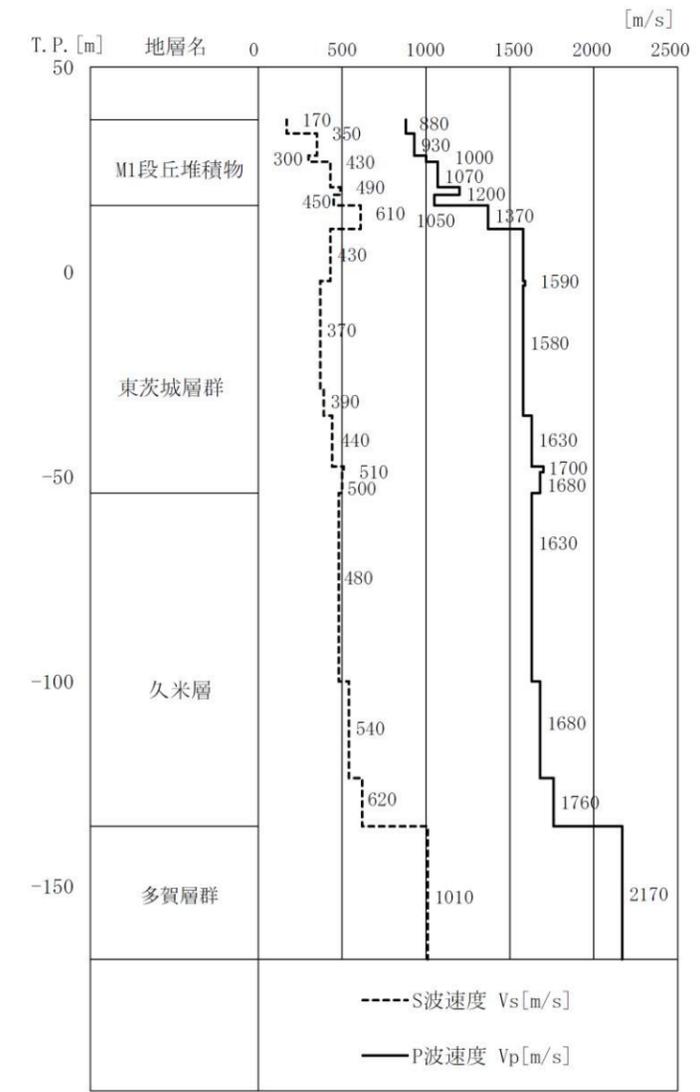


(b) 減衰特性

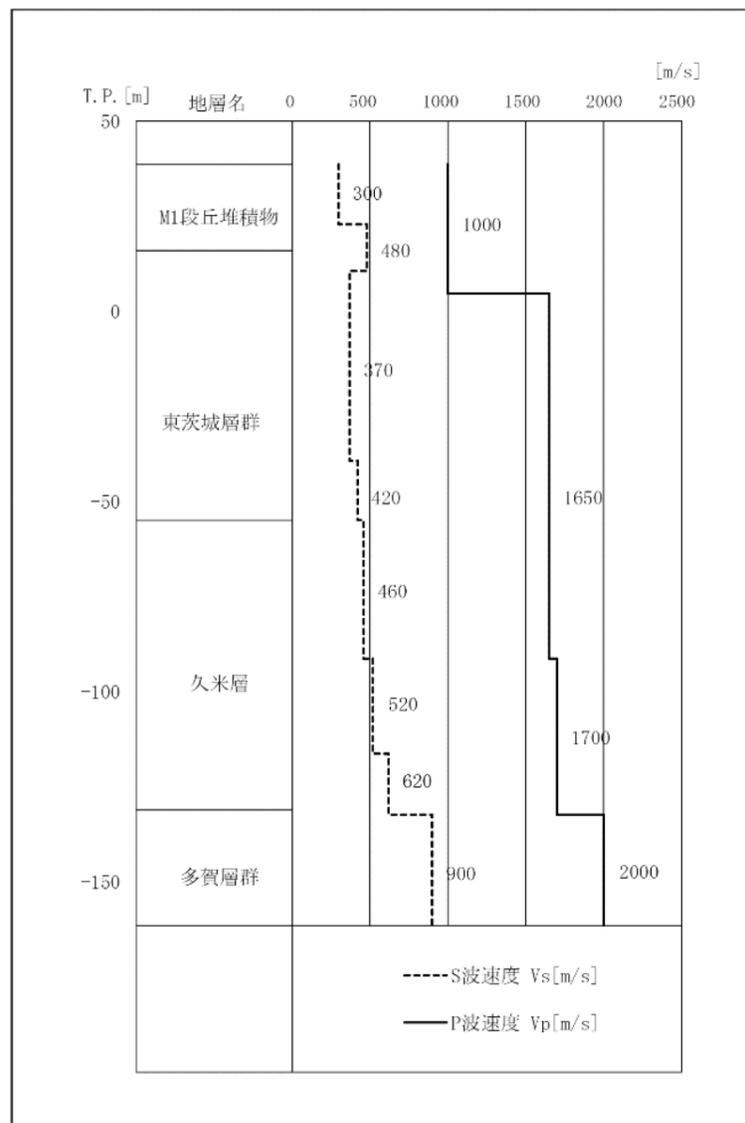
第 3.5.28 図 繰り返し三軸試験結果 (改良地盤)



第 3. 5. 26 図(1) PS 検層結果 (No. 1~9)

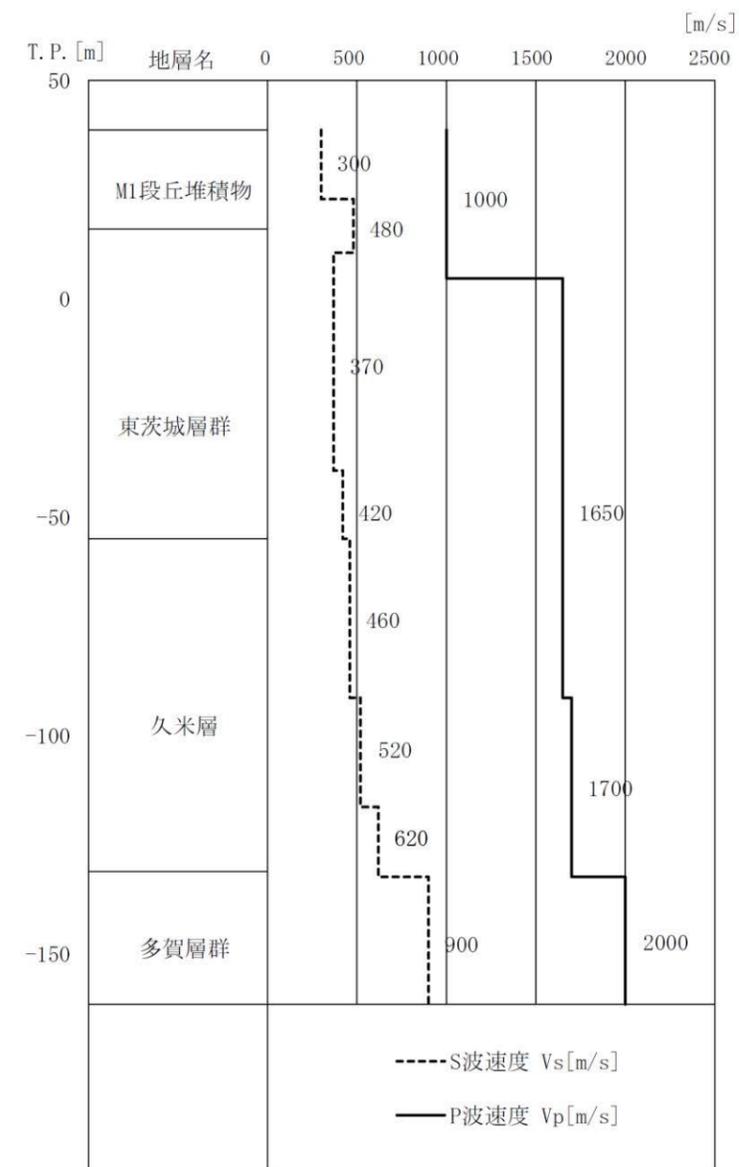


第 3. 5. 29 図(1) PS 検層結果 (No. 1~9)



第 3. 5. 26 図(2) PS 検層結果 (No. 11)

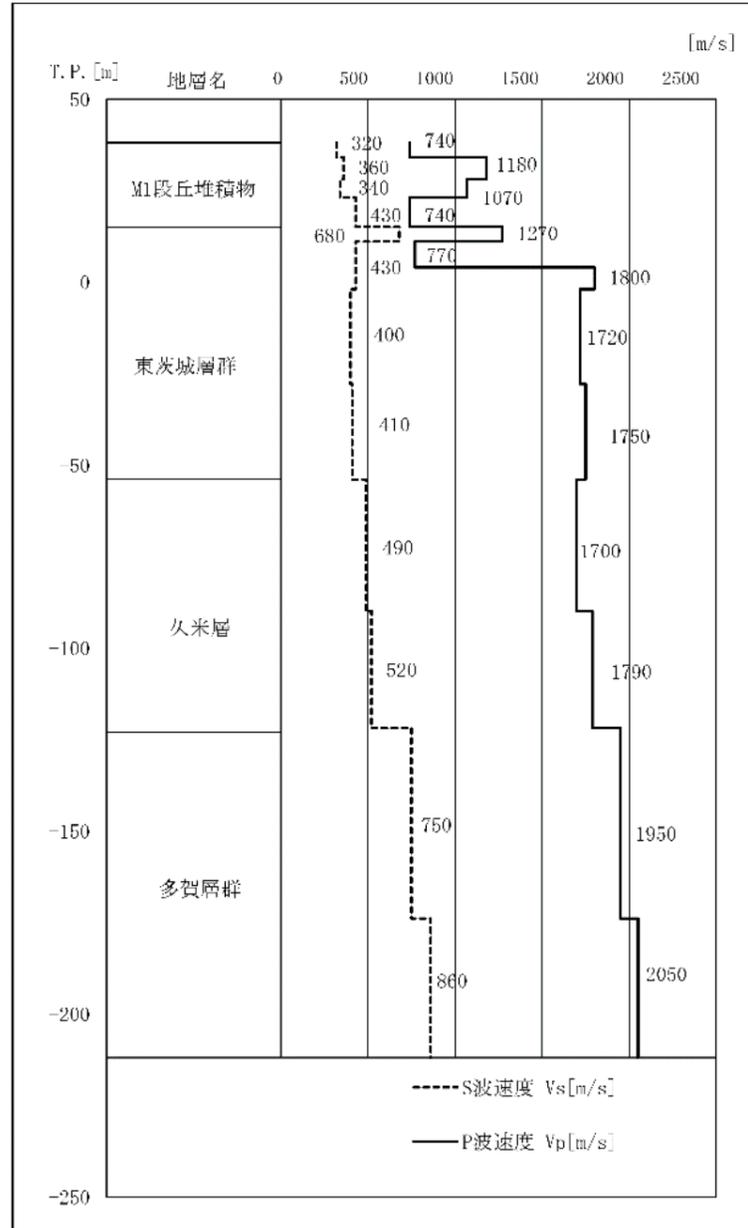
第 3. 5. 26 図(3) (省略)



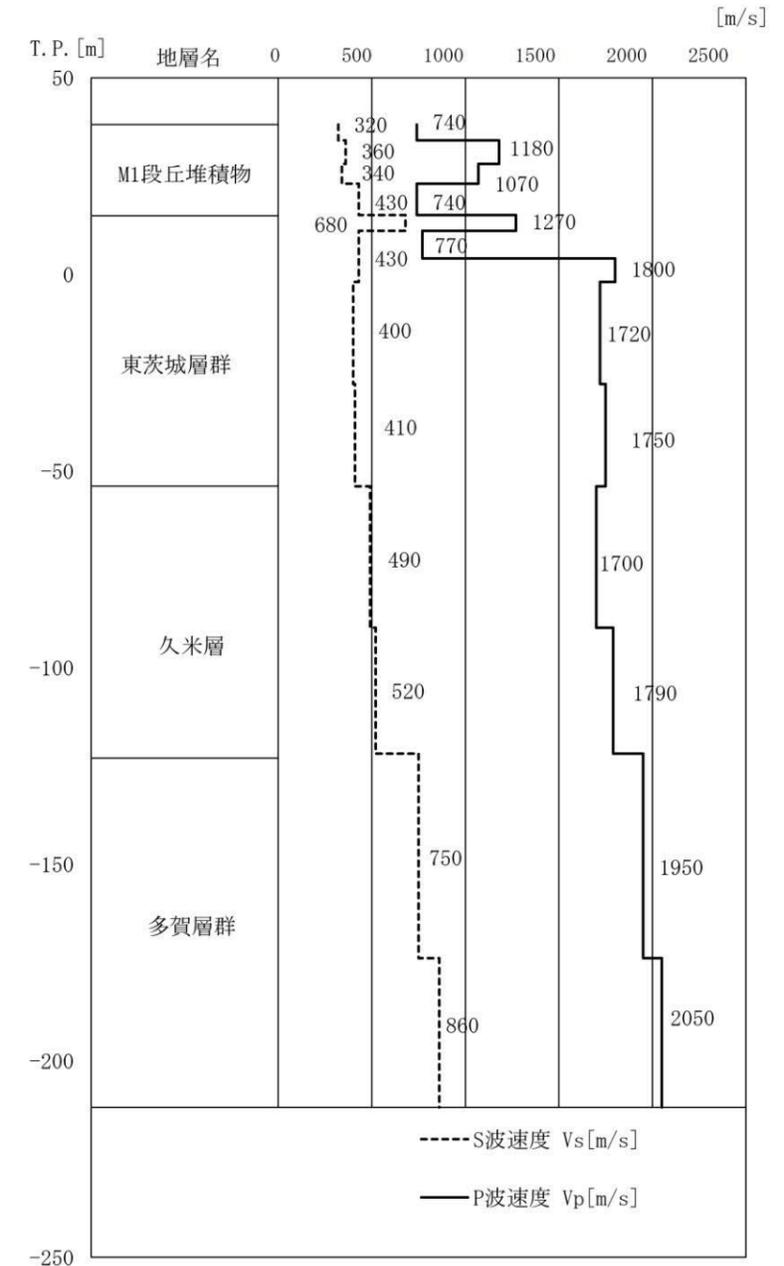
※：基礎地盤の安定性評価における解析用物性値の設定に用いる。

第 3. 5. 29 図(2) PS 検層結果 (No. 11)

第 3. 5. 29 図(3) (図番号の変更)

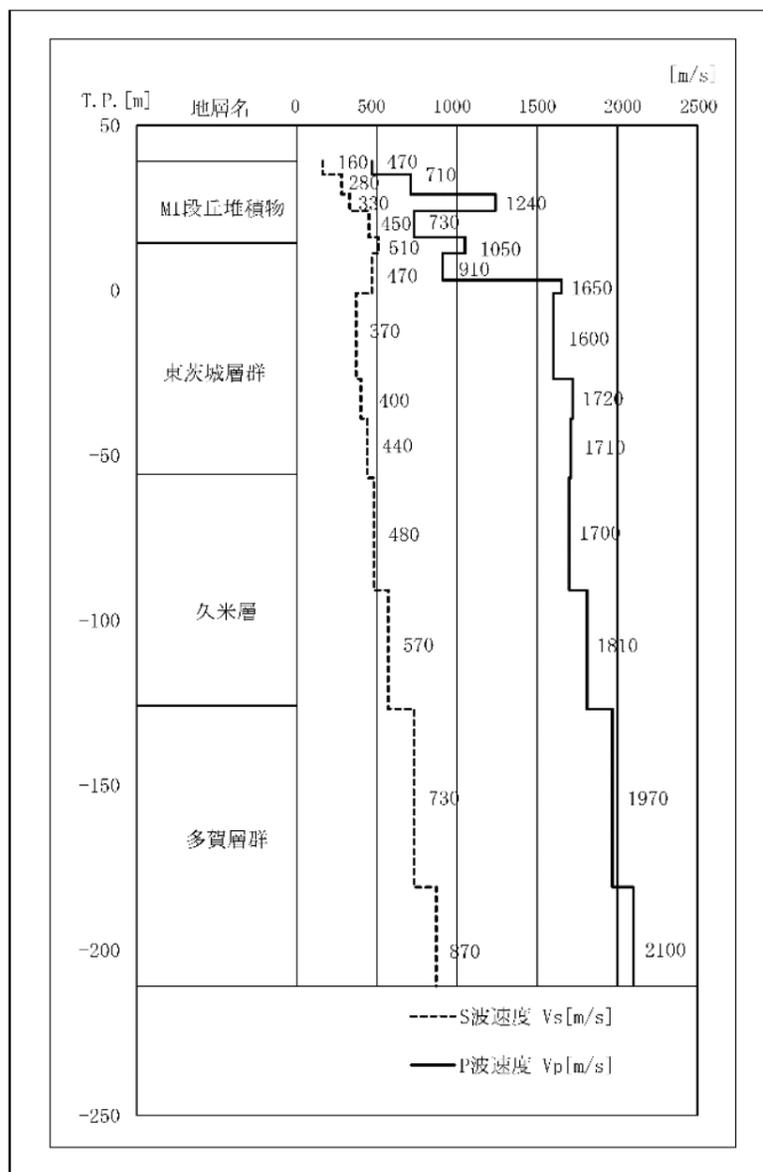


第 3.5.26 図(4) PS 検層結果 (No. 113)

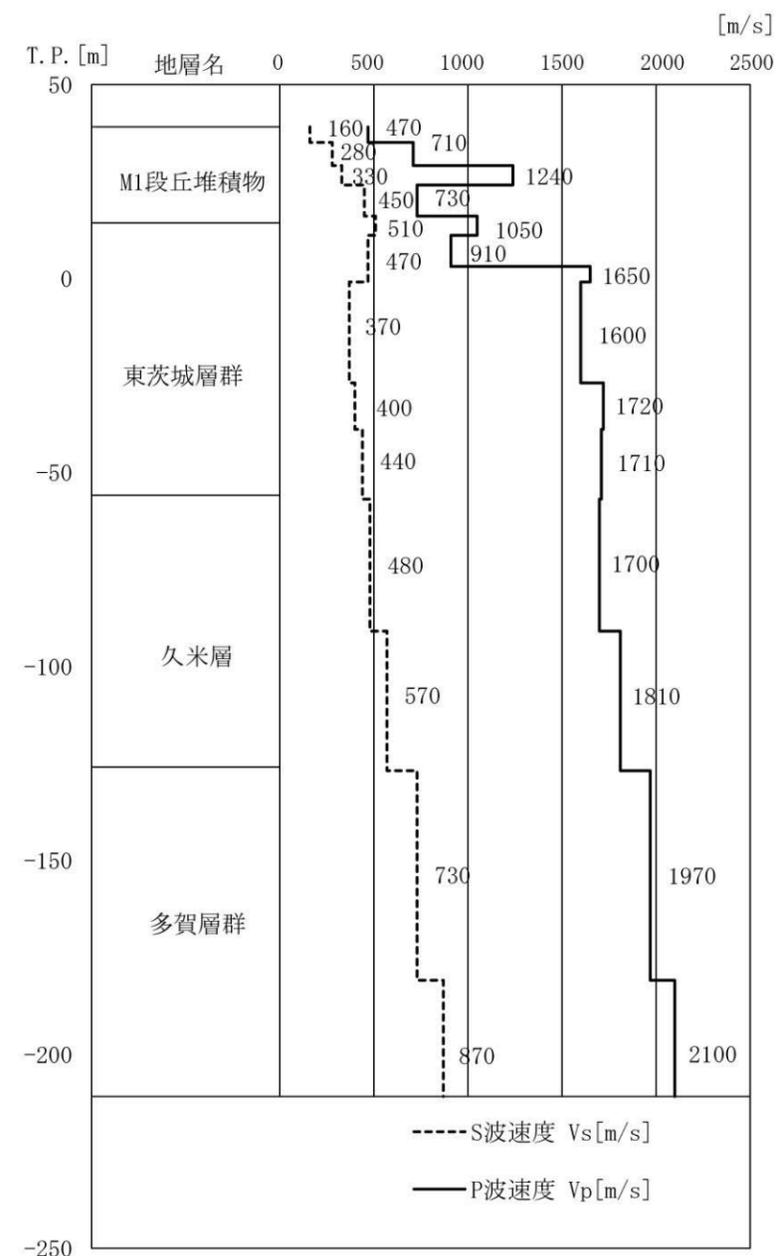


※：基礎地盤の安定性評価における解析用物性値の設定に用いる。

第 3.5.29 図(4) PS 検層結果 (No. 113)

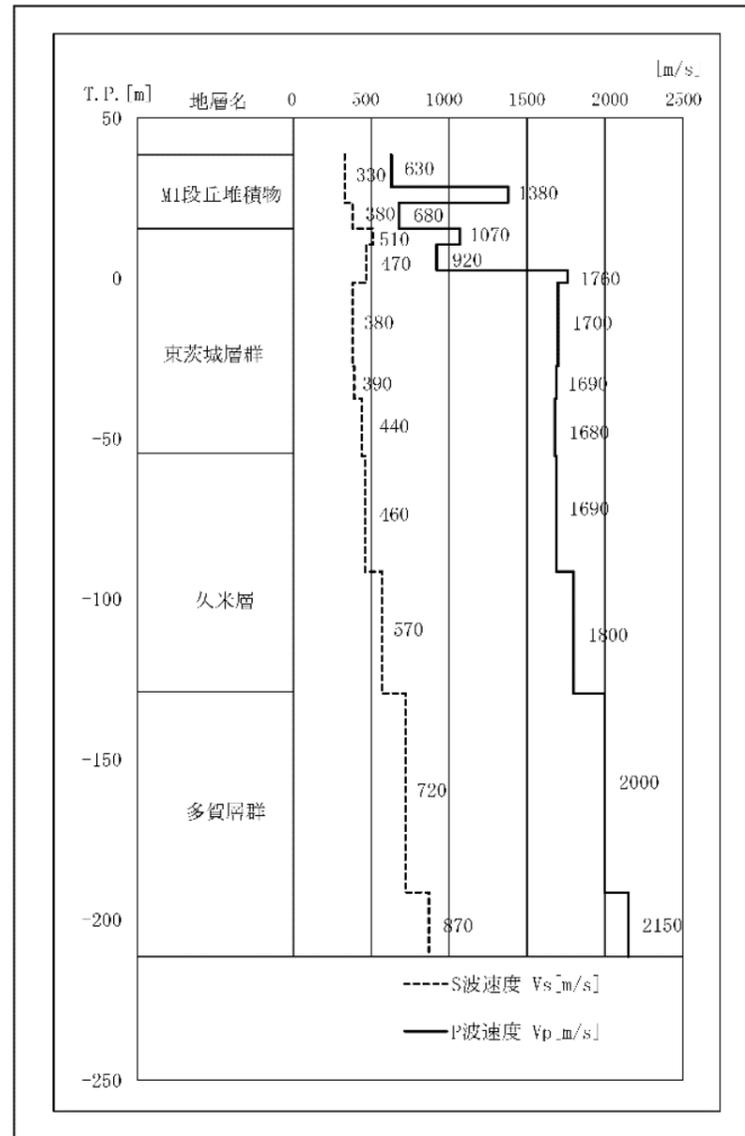


第 3. 5. 26 図(5) PS 検層結果 (No. 114)

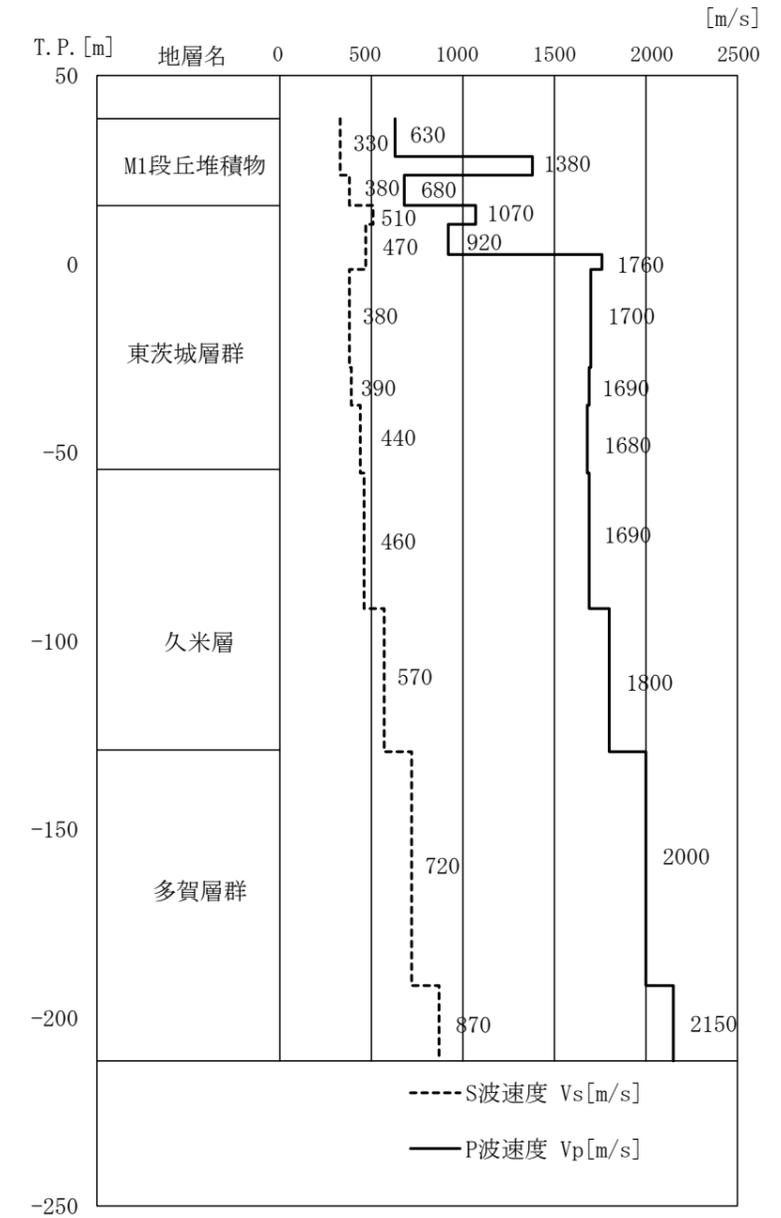


※: 基礎地盤の安定性評価における解析用物性値の設定に用いる。

第 3. 5. 29 図(5) PS 検層結果 (No. 114)

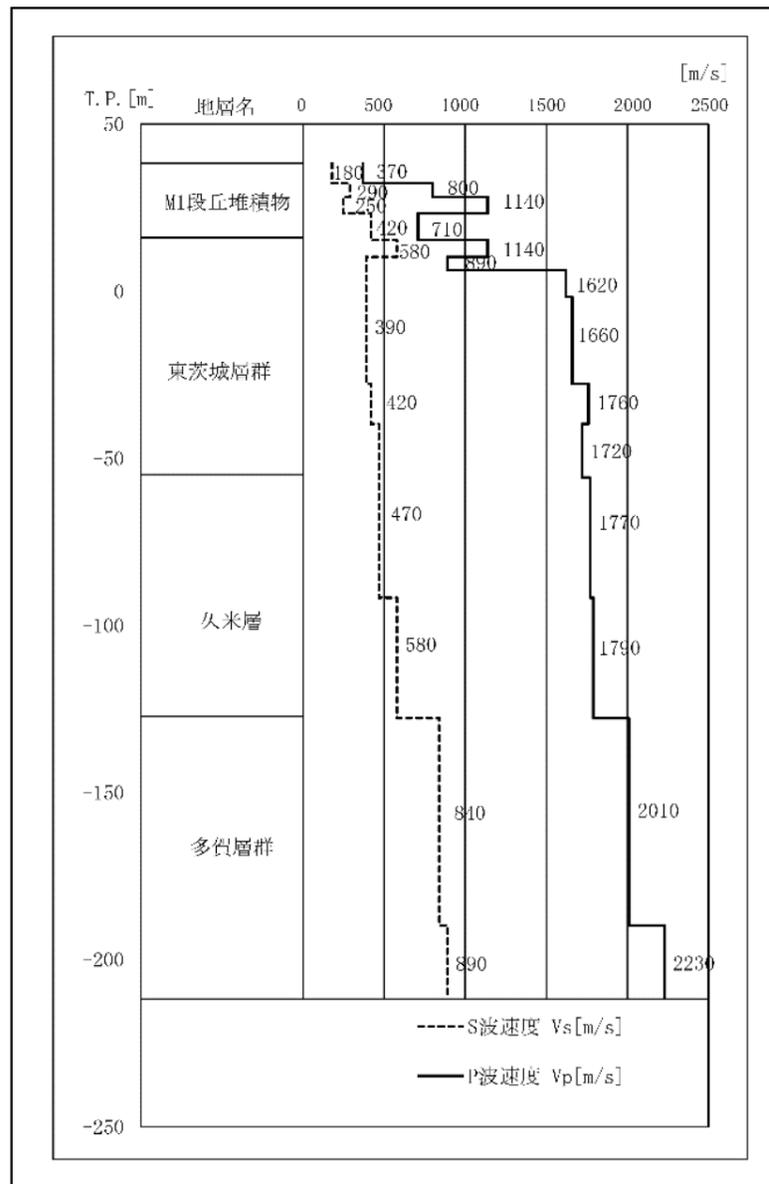


第 3.5.26 図(6) PS 検層結果 (No. 115)



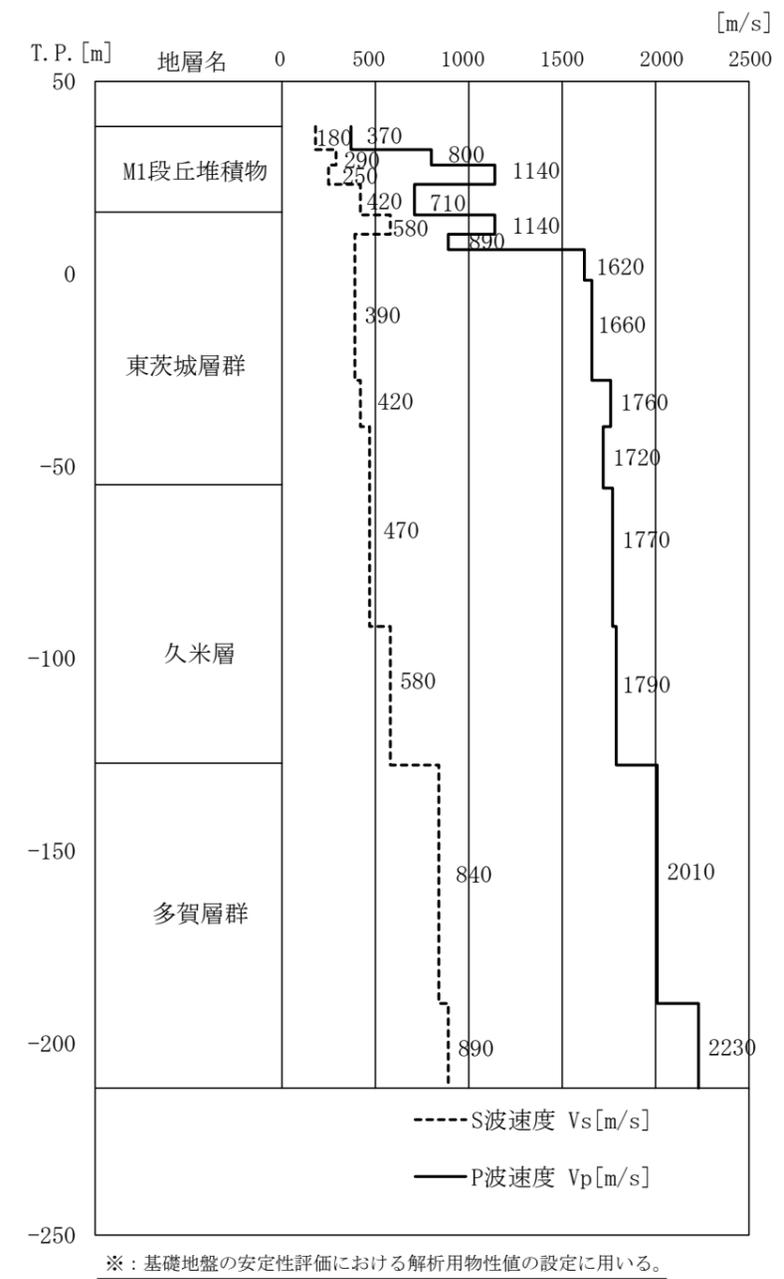
※ : 基礎地盤の安定性評価における解析用物性値の設定に用いる。

第 3.5.29 図(6) PS 検層結果 (No. 115)



第 3. 5. 26 図 (7) PS 検層結果 (No. 116)

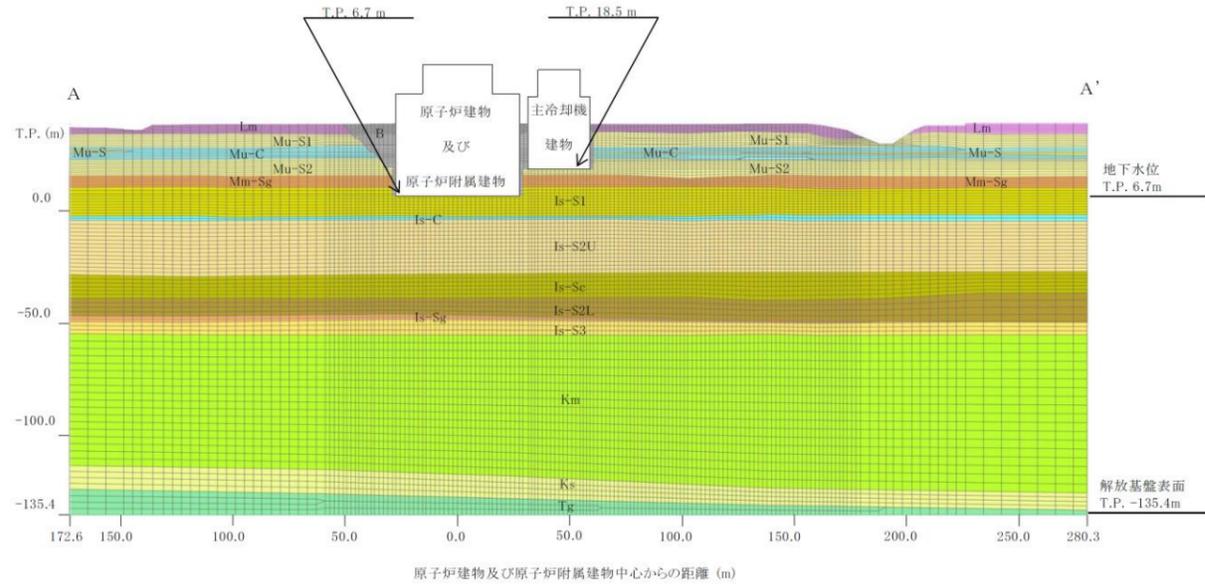
第 3. 6. 1 図～第 3. 6. 2 図 (省略)



第 3. 5. 29 図 (7) PS 検層結果 (No. 116)

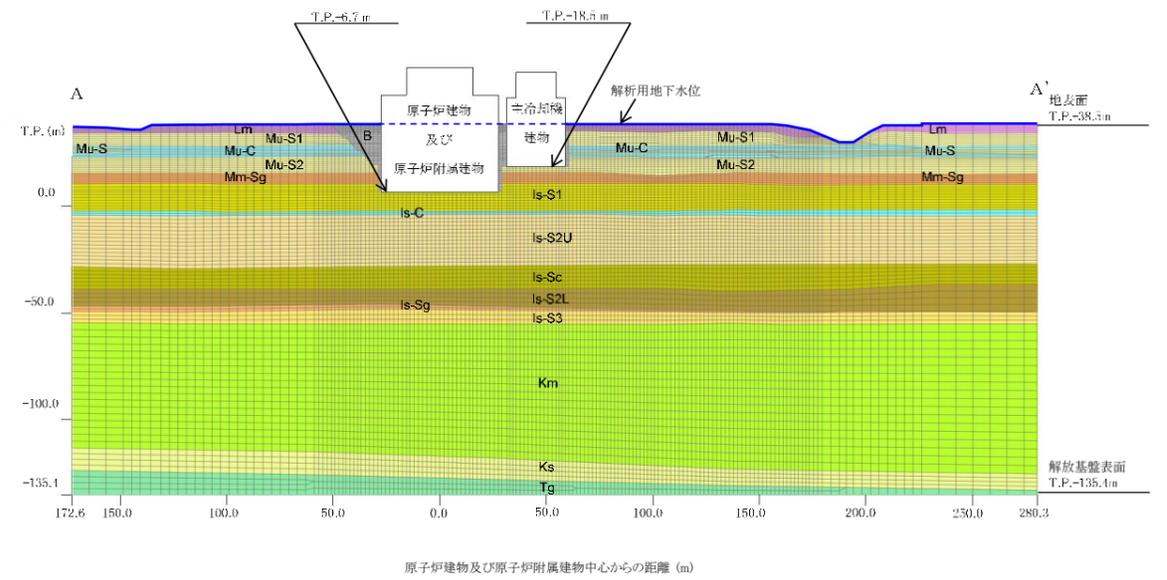
第 3. 6. 1 図～第 3. 6. 2 図 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

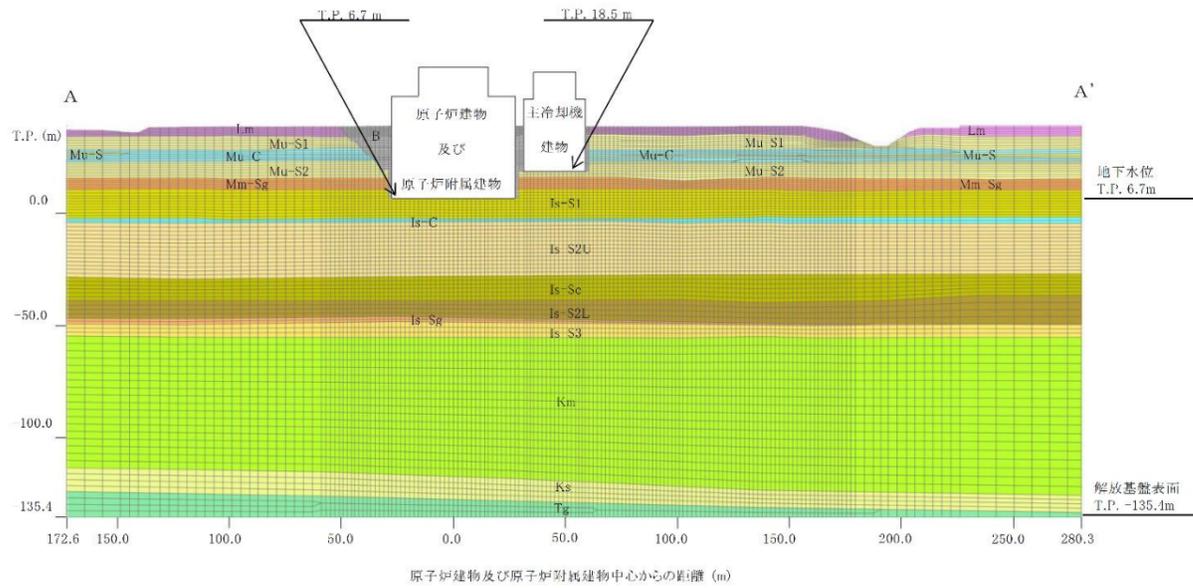


第3.6.3図(1) 解析モデル (A-A' 断面)

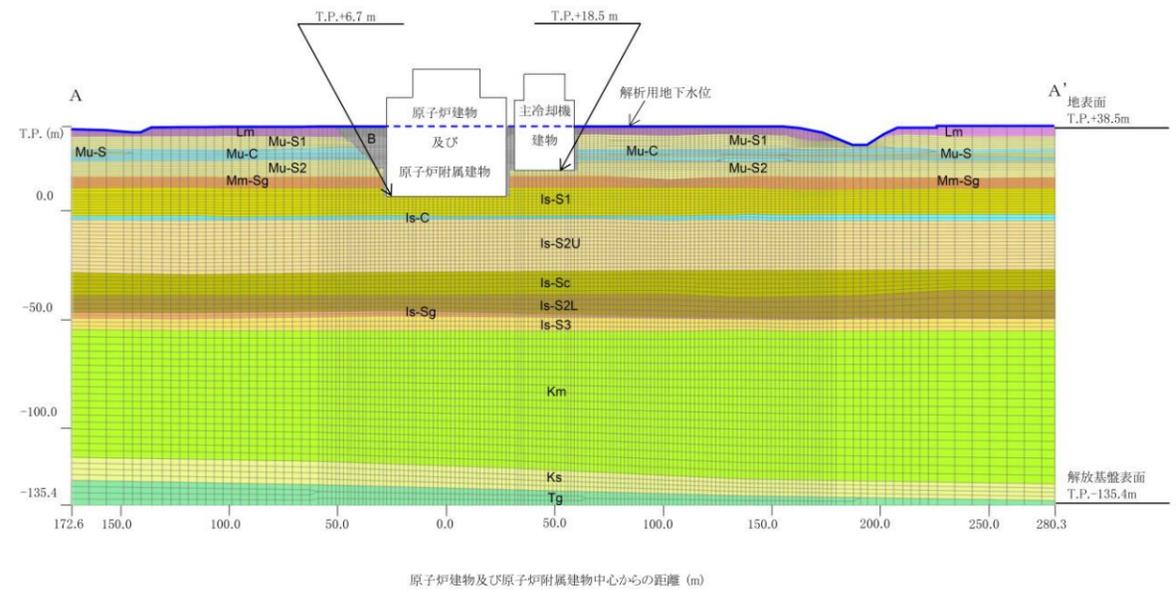
変更後



第3.6.3図(1) 解析モデル (A-A' 断面)

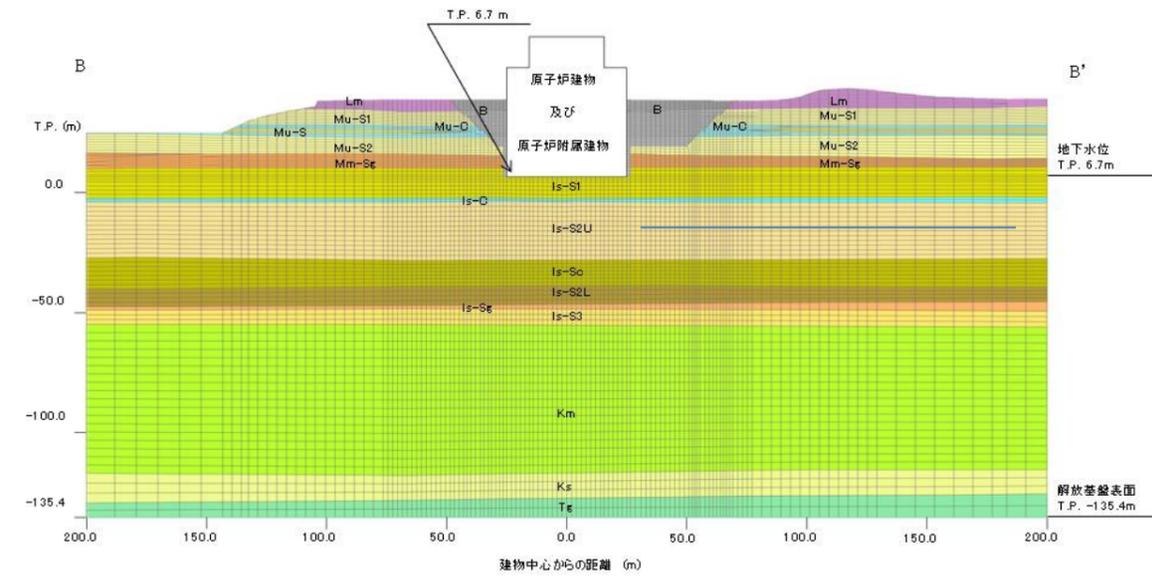


第3.6.3図(1) 解析モデル (A-A' 断面)

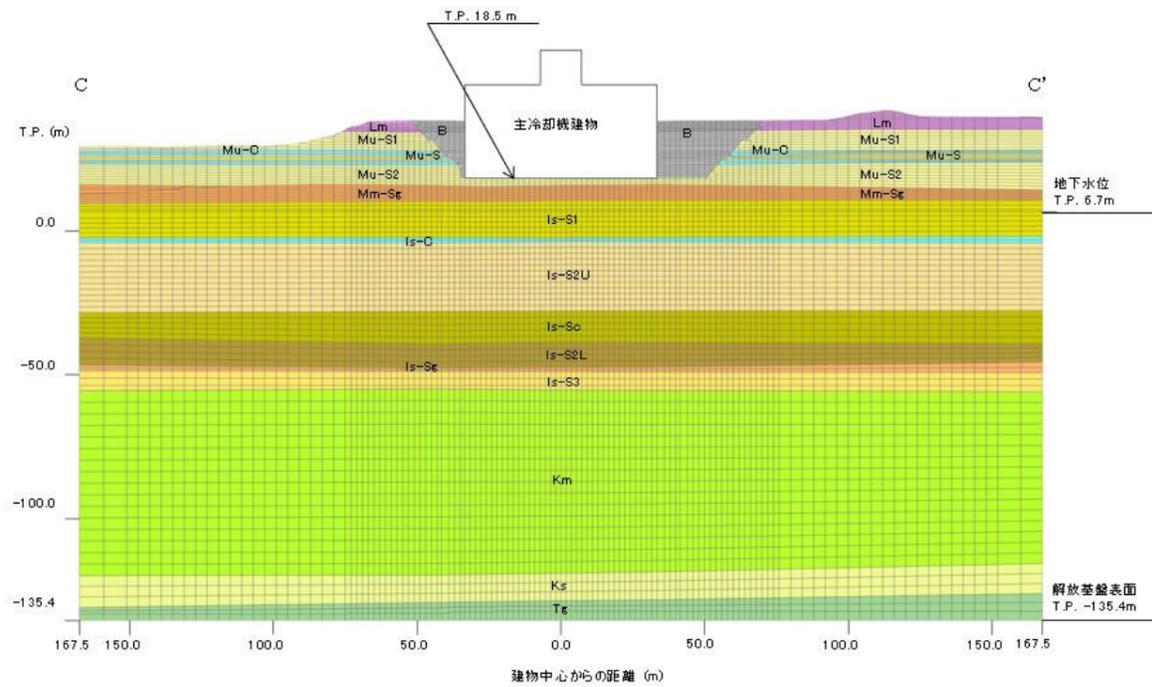


第3.6.3図(1) 解析モデル (A-A' 断面)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

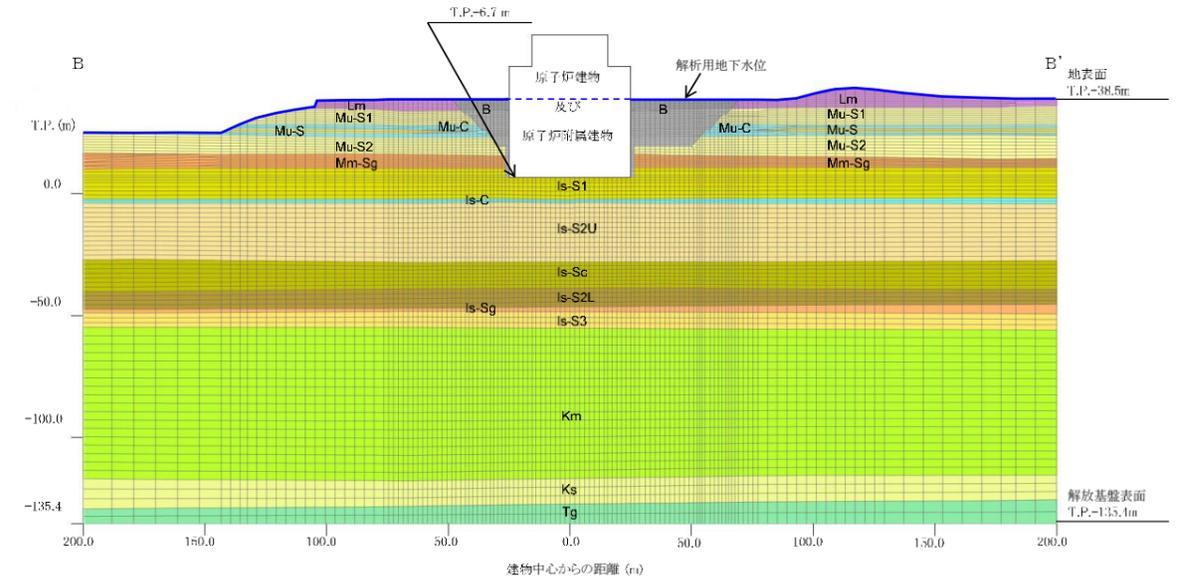


第 3.6.3 図(2) 解析モデル (B-B' 断面)

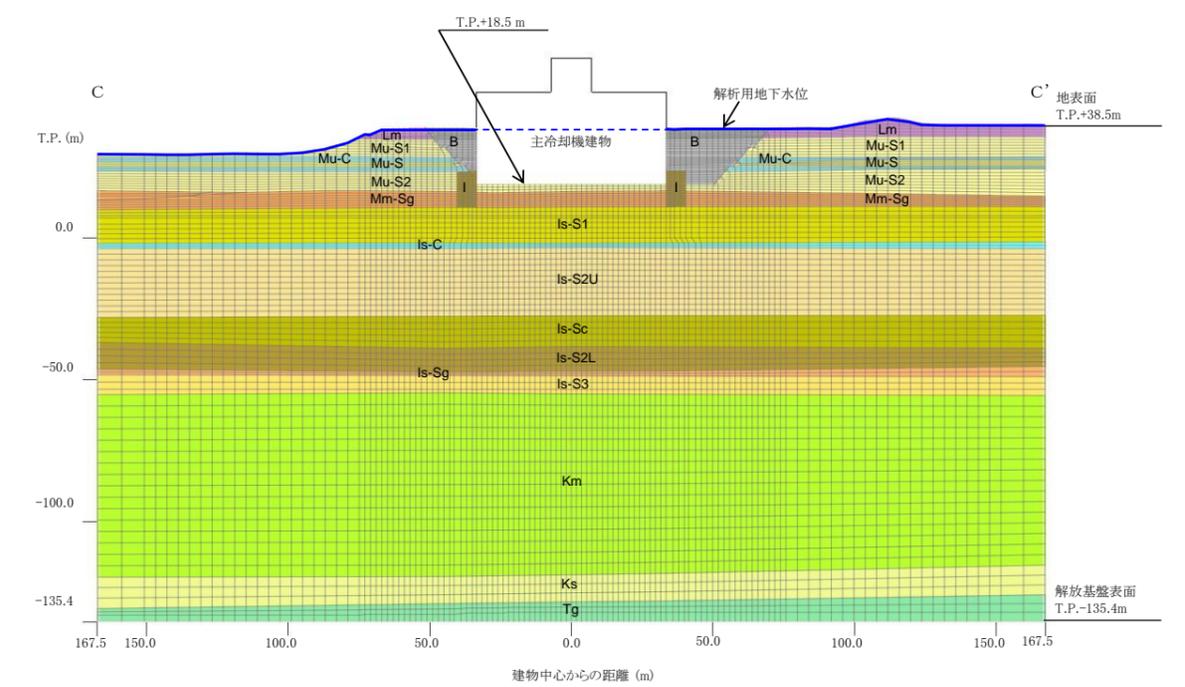


第 3.6.3 図(3) 解析モデル (C-C' 断面)

変更後



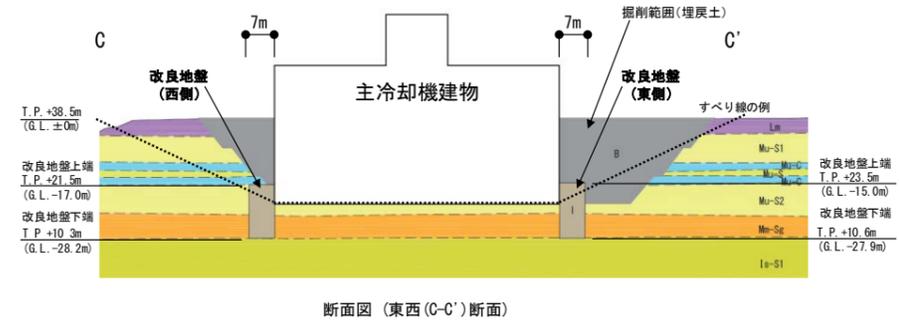
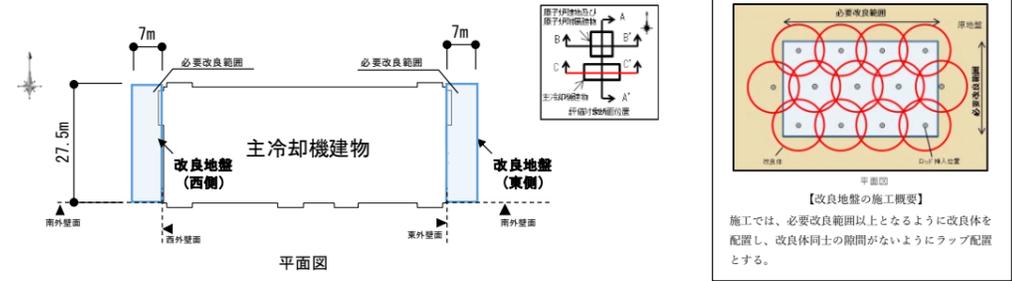
第 3.6.3 図(2) 解析モデル (B-B' 断面)



第 3.6.3 図(3) 解析モデル (C-C' 断面)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 3.6.3 図(4) 改良地盤の範囲

第 3.6.4 図 (省略)

第 3.6.4 図 (変更なし)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類6（5. 地震）】

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>5. 地震</p> <p>5.1～5.3 (省略)</p> <p>5.4 地震の分類<br/>(省略)</p> <p>5.4.2 プレート間地震<br/>(省略)</p> <p>また、中央防災会議(2013)<sup>(9)</sup>では、フィリピン海プレート間地震として茨城県南部を震源とするM7.3の地震を想定している。さらに、地震調査研究推進本部地震調査委員会(以下「地震調査研究推進本部」という。)(2012a)<sup>(8)</sup>では、太平洋プレート間地震として茨城県沖を震源とするM6.9～M7.6の地震を想定している。地震調査研究推進本部(2019)<sup>(9)</sup>では、太平洋プレート間地震として茨城県沖を震源とするM7.0～M7.5程度の地震を想定している。</p> <p>5.4.3 海洋プレート内地震</p> <p>第5.2.1図に示す過去の被害地震のうち、敷地周辺で震度5弱(震度V)程度以上であったと推定される海洋プレート内地震は、1895年霞ヶ浦付近の地震及び1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震である。首都直下地震防災・減災特別プロジェクト(2012)<sup>(10)</sup>では、1895年霞ヶ浦付近の地震は太平洋プレート内で発生した地震であること、1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震はフィリピン海プレート内で発生した地震であることが指摘されている。</p> <p>また、中央防災会議(2004)<sup>(11)</sup>では、茨城県南部のフィリピン海プレート内を震源とするM7.3の地震が想定されている。さらに、中央防災会議(2013)に基づけば、茨城県南部においてM7.3の地震を想定できる。また、地震調査研究推進本部(2009a)<sup>(12)</sup>では、「震源断層を予め特定しにくい地震」として、北関東から東北地方の陸域にかけての太平洋プレート内を震源とするM7.1の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地震(陸域)」という。)及び茨城県沖の太平洋プレート内を震源とするM7.3の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地震(海域)」という。)が想定されている。地震調査研究推進本部(2019)では、沈み込んだプレート内地震として青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖でM7.0～M7.5程度の海洋プレート内地震が想定されているが、茨城県沖では過去にM7.0を超える沈み込んだプレート内地震は発生していない。さらに、地震調査研究推進本部(2009a)では、茨城県沖の海溝寄りの太平洋プレート内を震源とするM8.2の地震(以下「海溝寄りのプレート内地震」という。)が想定されている。</p> <p>(省略)</p> <p>5.5 敷地及び敷地近傍の地盤振動特性</p> <p>5.5.1 解放基盤表面の設定</p> <p>「3. 地盤」によると、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層及び新第三系中新統の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当な広がりを持って分布しており、敷地内において久米層はG.L.約-90m以深からG.L.約-170mまで、多賀層群はG.L.約-170m以深からボーリング調査下端のG.L.約-250mまで分布している。また、PS検層によるとG.L.-172.5m以深でS</p> | <p>5. 地震</p> <p>5.1～5.3 (変更なし)</p> <p>5.4 地震の分類<br/>(変更なし)</p> <p>5.4.2 プレート間地震<br/>(変更なし)</p> <p>また、<u>想定される地震について文献調査<sup>(7)～(11)</sup>を実施した。そのうち、中央防災会議(2013)では、フィリピン海プレート間地震として茨城県南部を震源とするM7.3の地震が想定されている。地震調査研究推進本部地震調査委員会(以下「地震調査研究推進本部」という。)(2012a)では、太平洋プレート間地震として茨城県沖を震源とするM6.9～M7.6の地震が想定されている。</u></p> <p>5.4.3 海洋プレート内地震</p> <p>第5.2.1図に示す過去の被害地震のうち、敷地周辺で震度5弱(震度V)程度以上であったと推定される海洋プレート内地震は、1895年霞ヶ浦付近の地震及び1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震である。首都直下地震防災・減災特別プロジェクト(2012)<sup>(12)</sup>では、1895年霞ヶ浦付近の地震は太平洋プレート内で発生した地震であること、1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震はフィリピン海プレート内で発生した地震であることが指摘されている。</p> <p>また、中央防災会議(2004)<sup>(13)</sup>では、茨城県南部のフィリピン海プレート内を震源とするM7.3の地震が想定されている。さらに、中央防災会議(2013)に基づけば、茨城県南部においてM7.3の地震を想定できる。また、地震調査研究推進本部(2009a)<sup>(14)</sup>では、「震源断層を予め特定しにくい地震」として、北関東から東北地方の陸域にかけての太平洋プレート内を震源とするM7.1の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地震(陸域)」という。)及び茨城県沖の太平洋プレート内を震源とするM7.3の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地震(海域)」という。)が想定されている。地震調査研究推進本部(2019)では、沈み込んだプレート内地震として青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖でM7.0～M7.5程度の海洋プレート内地震が想定されているが、茨城県沖では過去にM7.0を超える沈み込んだプレート内地震は発生していない。さらに、地震調査研究推進本部(2009a)では、茨城県沖の海溝寄りの太平洋プレート内を震源とするM8.2の地震(以下「海溝寄りのプレート内地震」という。)が想定されている。</p> <p>(変更なし)</p> <p>5.5 敷地及び敷地近傍の地盤振動特性</p> <p>5.5.1 解放基盤表面の設定</p> <p>「3. 地盤」によると、新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層及び新第三系中新統の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当な広がりを持って分布しており、敷地内において久米層はG.L.約-90m以深からG.L.約-170mまで、多賀層群はG.L.約-170m以深からボーリング調査下端のG.L.約-260mまで分布している。また、PS検層によるとG.L.-172.5m以深でS</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>波速度が概ね0.7km/s以上となり、著しい風化も見られない。以上を踏まえ、G. L. -172.5mの位置に解放基盤表面を設定する。なお、地震動評価のうち応答スペクトルに基づく手法における解放基盤表面での地盤の弾性波速度値を、P波速度については2.17km/s、S波速度については1.01km/sと設定する。</p> <p>5.5.2 地震観測</p> <p>敷地地盤における地震観測は、第5.5.1図に示す位置で実施している。観測された主な地震の諸元を第5.5.1表に、震央分布を第5.5.2図に示す。これらの地震について、地中最深部（G. L. -250m）で得られた観測記録の応答スペクトルを第5.5.3図に、各深度で得られた観測記録の応答スペクトルを第5.5.4図(1)から第5.5.4図(3)に示す。これらの図によると、岩盤内での著しい増幅は認められない。</p> <p>5.5.3 敷地周辺の地盤構造</p> <p>第5.5.7図に示す地質調査総合センター編（2013）<sup>(13)</sup>による重力異常分布によると、敷地の北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほぼ平坦な構造となっている。これらの不整形地盤等が、敷地の地震動に与える影響について、単点微動観測記録及び地震観測記録の分析並びに地盤モデルを用いた解析により検討した。</p> <p>単点微動観測記録の分析では、第5.5.6図に示す位置で実施した微振動観測で得られた記録からH/Vスペクトルを評価した結果、いずれの観測点においてもおおむね同様の傾向を示すことから、敷地地盤には特異な速度構造等がないことを確認した。</p> <p>地震観測記録の分析では、第5.5.7図(1)及び第5.5.7図(2)に震央位置を示す地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比を比較した結果、第5.5.8図(1)及び第5.5.8図(2)に示すように到来方向によって大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。</p> <p>また、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び微動アレイ探査結果等に基づき作成した第5.5.9図に示す二次元地盤モデルと、敷地直下の地盤構造に基づく成層地盤モデルを用いて、敷地の解放基盤表面における地震動について検討した結果、第5.5.10図(1)及び第5.5.10図(2)に示すように両地盤モデルの地震波はおおむね対応するものの、一部、入射角が大きい長周期成分の地震波において乖離が見られる。この乖離は不整形地盤に起因すると考えられるが、前述した地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比においては到来方向の違いによって長周期成分が特異に増幅する様子は見られず、また、長い固有周期を有する耐震重要施設はないことから、敷地における地震動評価において大きな問題はないと判断した。</p> <p>これらの結果より、敷地地盤は水平な成層構造と見なすことができることを確認した。</p> <p>5.5.4 地盤構造モデル<br/>(省略)</p> | <p>波速度が概ね0.7km/s以上となり、著しい風化も見られない。以上を踏まえ、G. L. -172.5mの位置に解放基盤表面を設定する。なお、地震動評価のうち応答スペクトルに基づく手法における解放基盤表面での地盤の弾性波速度値を、P波速度については2.17km/s、S波速度については1.01km/sと設定する。</p> <p>5.5.2 地震観測</p> <p>敷地地盤における地震観測は、第5.5.1図に示す敷地西側地点と東側地点で実施している。<u>両地点で観測された解放基盤表面付近の地震観測記録を用いて算出した応答スペクトル比を第5.5.2図に、敷地西側地点で観測された主な地震の諸元を第5.5.1表に、震央分布を第5.5.3図に示す。</u></p> <p><u>第5.5.2図より、両地点の解放基盤表面の地震動特性は同様であることを確認した。地震動評価は観測期間が長く記録が充実している敷地西側地点で行う。</u></p> <p><u>第5.5.1表に示す地震について、地中最深部（G. L. -250m）で得られた観測記録の応答スペクトルを第5.5.4図に、各深度で得られた観測記録の応答スペクトルを第5.5.5図(1)から第5.5.5図(3)に示す。これらの図によると、岩盤内での著しい増幅は認められない。</u></p> <p>5.5.3 敷地周辺の地盤構造</p> <p>第5.5.6図に示す地質調査総合センター編（2013）<sup>(15)</sup>による重力異常分布によると、敷地の北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほぼ平坦な構造となっている。これらの不整形地盤等が、敷地の地震動に与える影響について、単点微動観測記録及び地震観測記録の分析並びに地盤モデルを用いた解析により検討した。</p> <p>単点微動観測記録の分析では、第5.5.7図に示す位置で実施した微振動観測で得られた記録からH/Vスペクトルを評価した結果、いずれの観測点においてもおおむね同様の傾向を示すことから、敷地地盤には特異な速度構造等がないことを確認した。</p> <p>地震観測記録の分析では、第5.5.8図(1)及び第5.5.8図(2)に震央位置を示す地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比を比較した結果、第5.5.9図(1)及び第5.5.9図(2)に示すように到来方向によって大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。</p> <p>また、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び微動アレイ探査結果等に基づき作成した第5.5.10図に示す二次元地盤モデルと、敷地直下の地盤構造に基づく成層地盤モデルを用いて、敷地の解放基盤表面における地震動について検討した結果、第5.5.11図(1)及び第5.5.11図(2)に示すように両地盤モデルの地震波はおおむね対応するものの、一部、入射角が大きい長周期成分の地震波において乖離が見られる。この乖離は不整形地盤に起因すると考えられるが、前述した地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比においては到来方向の違いによって長周期成分が特異に増幅する様子は見られず、また、長い固有周期を有する耐震重要施設はないことから、敷地における地震動評価において大きな問題はないと判断した。</p> <p>これらの結果より、敷地地盤は水平な成層構造と見なすことができることを確認した。</p> <p>5.5.4 地盤構造モデル<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>5.6 基準地震動 Ss<br/>(省略)</p> <p>5.6.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動</p> <p>5.6.1.1 検討用地震の選定</p> <p>「5.4 地震の分類」を踏まえ、地震発生様式ごとに敷地に特に大きな影響を及ぼすと考えられる地震をNoda et al. (2002) <sup>(14)</sup>の方法により検討用地震として選定する。Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトルの算定に当たっては、震源位置や地震の発生様式ごとに分類した地震観測記録を用いた補正係数を必要に応じて用いる。<br/>(省略)</p> <p>(2) 内陸地殻内地震</p> <p>a. 地震発生層の設定</p> <p>a) 福島県と茨城県の県境付近以外の断層に対する地震発生層の設定<br/>(省略)</p> <p>しかしながら、上記の検討は、2011年東北地方太平洋沖地震以降、福島県と茨城県の県境付近で地震活動が活発化した影響を受けていると考えられる。その影響を受けていない原子力安全基盤機構 (2004) <sup>(15)</sup>によるD10及びD90は、敷地周辺の「福島・茨城」ではそれぞれ6.1km、18.1kmとしている。</p> <p>また、地震発生層と速度構造の関係については、廣瀬・伊藤 (2006) <sup>(16)</sup>によると、浅い地殻内で発生する微小地震はP波速度5.8km/s～6.4km/sの層に集中しているとされており、三浦ほか (2000) <sup>(17)</sup>による日本海溝・福島沖前弧域における海底地震計及びエアガンを用いた深部構造探査結果からすると、福島県の海岸線においてP波速度5.5km/s、6.0km/s及び6.5km/sとなる深さは、それぞれ約6km、約9km及び約15kmとなっている。<br/>(省略)</p> <p>b) 福島県と茨城県の県境付近の断層に対する地震発生層の設定<br/>(省略)</p> <p>青柳・上田 (2012) <sup>(18)</sup>では、阿武隈南部を対象に2011年東北地方太平洋沖地震後の臨時稠密余震観測により震源再決定が行われている。それらのデータを用いたD10及びD90がそれぞれ深さ3.0km、7.9kmであることから、上端深さは3kmに設定する。また、2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョン解析モデル<sup>(19)(20)(21)</sup>や震源域周辺の微小地震分布<sup>(22)</sup>から、下端深さは13km～16km程度と推定されるが、保守的に18kmと設定する。<br/>(省略)</p> <p>5.6.1.2 検討用地震の地震動評価</p> <p>(1) 内陸地殻内地震</p> <p>a. F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震の基本震源モデルは、原則として地震調査研究推進本部 (2017) <sup>(23)</sup>による震源断層を特定した地震の強震動予測</p> | <p>5.6 基準地震動 Ss<br/>(変更なし)</p> <p>5.6.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動</p> <p>5.6.1.1 検討用地震の選定</p> <p>「5.4 地震の分類」を踏まえ、地震発生様式ごとに敷地に特に大きな影響を及ぼすと考えられる地震をNoda et al. (2002) <sup>(16)</sup>の方法により検討用地震として選定する。Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトルの算定に当たっては、震源位置や地震の発生様式ごとに分類した地震観測記録を用いた補正係数を必要に応じて用いる。<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 内陸地殻内地震</p> <p>a. 地震発生層の設定</p> <p>a) 福島県と茨城県の県境付近以外の断層に対する地震発生層の設定<br/>(変更なし)</p> <p>しかしながら、上記の検討は、2011年東北地方太平洋沖地震以降、福島県と茨城県の県境付近で地震活動が活発化した影響を受けていると考えられる。その影響を受けていない原子力安全基盤機構 (2004) <sup>(17)</sup>によるD10及びD90は、敷地周辺の「福島・茨城」ではそれぞれ6.1km、18.1kmとしている。</p> <p>また、地震発生層と速度構造の関係については、廣瀬・伊藤 (2006) <sup>(18)</sup>によると、浅い地殻内で発生する微小地震はP波速度5.8km/s～6.4km/sの層に集中しているとされており、三浦ほか (2000) <sup>(19)</sup>による日本海溝・福島沖前弧域における海底地震計及びエアガンを用いた深部構造探査結果からすると、福島県の海岸線においてP波速度5.5km/s、6.0km/s及び6.5km/sとなる深さは、それぞれ約6km、約9km及び約15kmとなっている。<br/>(変更なし)</p> <p>b) 福島県と茨城県の県境付近の断層に対する地震発生層の設定<br/>(変更なし)</p> <p>青柳・上田 (2012) <sup>(20)</sup>では、阿武隈南部を対象に2011年東北地方太平洋沖地震後の臨時稠密余震観測により震源再決定が行われている。それらのデータを用いたD10及びD90がそれぞれ深さ3.0km、7.9kmであることから、上端深さは3kmに設定する。また、2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョン解析モデル<sup>(21)(23)</sup>や震源域周辺の微小地震分布<sup>(24)</sup>から、下端深さは13km～16km程度と推定されるが、保守的に18kmと設定する。<br/>(変更なし)</p> <p>5.6.1.2 検討用地震の地震動評価</p> <p>(1) 内陸地殻内地震</p> <p>a. F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震の基本震源モデルは、原則として地震調査研究推進本部 (2017) <sup>(25)</sup>による震源断層を特定した地震の強震動予測</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>手法（「レシピ」）（以下「強震動予測レシピ」という。）及び地質調査結果に基づき設定する。</p> <p>（省略）</p> <p>アスペリティ位置については、北部区間と南部区間に一つずつ設定し、それぞれの区間において敷地に近い位置の断層上端に配置する。具体的には、断層長さ方向の配置については、Manighetti et al. (2005) <sup>(24)</sup>の知見等を踏まえるとアスペリティのような大きなすべりが生じる領域とすべりが生じない領域が隣接することは考えにくいことから、断層端部との間に断層モデル上最小の幅を有する背景領域を設定する。また、断層幅方向の配置については、すべりに追従する表層領域（地表から断層上端まで）は強震動を生成しにくいと考えられることから、その境界位置となる断層上端にアスペリティを配置する。</p> <p>（省略）</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>（省略）</p> <p>短周期レベルについては、佐藤・堤（2012）<sup>(25)</sup>により正断層の地震である2011年福島県浜通りの地震の短周期レベルが、壇ほか（2001）<sup>(26)</sup>の関係式とほぼ同等であることを確認した上で、2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ、強震動予測レシピによる値の1.5倍を考慮する。</p> <p>（省略）</p> <p>b. F3断層～F4断層による地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>（省略）</p> <p>F3断層～F4断層による地震の断層面については、敷地により近いF3断層の地表面トレース形状を踏まえて設定する。この際、入倉・三宅（2001）<sup>(27)</sup>による内陸地殻内地震のスケーリング則の適用範囲を参考に、地震モーメント<math>M_0</math>が<math>7.5 \times 10^{18} \text{Nm}</math>となるように保守的に地震の規模を嵩上げし、この地震の規模に相当する断層面積となるように設定する。</p> <p>（省略）</p> <p>c) 応答スペクトルに基づく手法による地震動評価</p> <p>応答スペクトルに基づく手法による地震動評価は、Noda et al. (2002) に基づき行う。なお、補正係数の設定に必要な断層近傍の地震が敷地で観測されていないことから補正係数を1倍と設定し、Noda et al. (2002) による内陸地殻内地震に対する補正については考慮しない。また、敷地に対して震源が近いことから、日本電気協会（2016）<sup>(28)</sup>を参考に震源近傍における破壊伝播効果（NFRD効果）を考慮する。加えて、Noda et al. (2002) の適用範囲を踏まえ、第5.6.11表に示すNoda et al. (2002) 以外の距離減衰式も用いて評価する。</p> <p>（省略）</p> <p>(2) プレート間地震</p> <p>a. 2011年東北地方太平洋沖型地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>2011年東北地方太平洋沖地震の本震については、諸井ほか（2013）<sup>(29)</sup>により強震</p> | <p>手法（「レシピ」）（以下「強震動予測レシピ」という。）及び地質調査結果に基づき設定する。</p> <p>（変更なし）</p> <p>アスペリティ位置については、北部区間と南部区間に一つずつ設定し、それぞれの区間において敷地に近い位置の断層上端に配置する。具体的には、断層長さ方向の配置については、Manighetti et al. (2005) <sup>(26)</sup>の知見等を踏まえるとアスペリティのような大きなすべりが生じる領域とすべりが生じない領域が隣接することは考えにくいことから、断層端部との間に断層モデル上最小の幅を有する背景領域を設定する。また、断層幅方向の配置については、すべりに追従する表層領域（地表から断層上端まで）は強震動を生成しにくいと考えられることから、その境界位置となる断層上端にアスペリティを配置する。</p> <p>（変更なし）</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>（変更なし）</p> <p>短周期レベルについては、佐藤・堤（2012）<sup>(27)</sup>により正断層の地震である2011年福島県浜通りの地震の短周期レベルが、壇ほか（2001）<sup>(28)</sup>の関係式とほぼ同等であることを確認した上で、2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ、強震動予測レシピによる値の1.5倍を考慮する。</p> <p>（変更なし）</p> <p>b. F3断層～F4断層による地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>（変更なし）</p> <p>F3断層～F4断層による地震の断層面については、敷地により近いF3断層の地表面トレース形状を踏まえて設定する。この際、入倉・三宅（2001）<sup>(29)</sup>による内陸地殻内地震のスケーリング則の適用範囲を参考に、地震モーメント<math>M_0</math>が<math>7.5 \times 10^{18} \text{N} \cdot \text{m}</math>となるように保守的に地震の規模を嵩上げし、この地震の規模に相当する断層面積となるように設定する。</p> <p>（変更なし）</p> <p>c) 応答スペクトルに基づく手法による地震動評価</p> <p>応答スペクトルに基づく手法による地震動評価は、Noda et al. (2002) に基づき行う。なお、補正係数の設定に必要な断層近傍の地震が敷地で観測されていないことから補正係数を1倍と設定し、Noda et al. (2002) による内陸地殻内地震に対する補正については考慮しない。また、敷地に対して震源が近いことから、日本電気協会（2016）<sup>(30)</sup>を参考に震源近傍における破壊伝播効果（NFRD効果）を考慮する。加えて、Noda et al. (2002) の適用範囲を踏まえ、第5.6.11表に示すNoda et al. (2002) 以外の距離減衰式も用いて評価する。</p> <p>（変更なし）</p> <p>(2) プレート間地震</p> <p>a. 2011年東北地方太平洋沖型地震</p> <p>a) 基本震源モデルの設定</p> <p>2011年東北地方太平洋沖地震の本震については、諸井ほか（2013）<sup>(31)</sup>により強震</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>動予測レシピの適用性が確認されている。よって、2011年東北地方太平洋沖型地震の基本震源モデルは、強震動予測レシピに基づき設定する。</p> <p>震源位置については、長谷川ほか (2013) <sup>(30)</sup>に基づけば、陸のプレートと太平洋プレートの境界で発生する地震の破壊が、Uchida et al. (2010) <sup>(31)</sup>のフィリピン海プレートの北東端以南へ伝播する可能性は低いと考えられることから、三陸沖中部から茨城県沖にかけての長さ500kmの断層を設定する。</p> <p>SMGA位置については、入倉 (2012) <sup>(32)</sup>によると過去のM8以下の地震の震源域に対応し、地震調査研究推進本部の領域区分に関連付けられるとされていることを踏まえ、地震調査研究推進本部の領域区分に対応するよう5個のSMGAを設定する。なお、茨城県沖のSMGA位置については、1896年鹿島灘の地震等、過去に規模が大きい地震が発生している領域であり、2011年東北地方太平洋沖地震の本震の敷地での観測記録を再現できる位置に設定する。</p> <p>(省略)</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>(省略)</p> <p>短周期レベルの不確かさについては、基本震源モデルにおいて茨城県沖で発生する地震に対しては保守的な設定になっているものの、宮城県沖で発生する短周期レベルが大きい地震と同程度になるように考慮することとし、佐藤 (2010) <sup>(33)</sup>や片岡ほか (2006) <sup>(34)</sup>等におけるプレート間地震の短周期レベルと地震モーメントの関係を参考に、不確かさとして基本震源モデルで設定した値の1.5倍を考慮する。</p> <p>(省略)</p> <p>(3) 海洋プレート内地震</p> <p>a. 茨城県南部の地震</p> <p>(省略)</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>(省略)</p> <p>アスペリティの応力降下量については、笹谷ほか (2006) <sup>(35)</sup>のスケーリング則に基づきパラメータ設定したケースを考慮する。</p> <p>(省略)</p> <p>5.6.2 震源を特定せず策定する地震動</p> <p>(省略)</p> <p>5.6.2.1 評価方針</p> <p>(省略)</p> <p>5.6.2.2 既往の知見</p> <p><u>加藤ほか (2004) <sup>(36)</sup>は、内陸地殻内地震を対象として、詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を予め特定できない地震 (以下「震源を事前に特定できない地震」という。) による震源近傍の硬質地盤上における強震記録を用いて、震源を事前に特定できない地震による水平成分の地震動の上限スペクトルを提案している。この加藤ほ</u></p> | <p>動予測レシピの適用性が確認されている。よって、2011年東北地方太平洋沖型地震の基本震源モデルは、強震動予測レシピに基づき設定する。</p> <p>震源位置については、長谷川ほか (2013) <sup>(32)</sup>に基づけば、陸のプレートと太平洋プレートの境界で発生する地震の破壊が、Uchida et al. (2010) <sup>(33)</sup>のフィリピン海プレートの北東端以南へ伝播する可能性は低いと考えられることから、三陸沖中部から茨城県沖にかけての長さ500kmの断層を設定する。</p> <p>SMGA位置については、入倉 (2012) <sup>(34)</sup>によると過去のM8以下の地震の震源域に対応し、地震調査研究推進本部の領域区分に関連付けられるとされていることを踏まえ、地震調査研究推進本部の領域区分に対応するよう5個のSMGAを設定する。なお、茨城県沖のSMGA位置については、1896年鹿島灘の地震等、過去に規模が大きい地震が発生している領域であり、2011年東北地方太平洋沖地震の本震の敷地での観測記録を再現できる位置に設定する。</p> <p>(変更なし)</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>(変更なし)</p> <p>短周期レベルの不確かさについては、基本震源モデルにおいて茨城県沖で発生する地震に対しては保守的な設定になっているものの、宮城県沖で発生する短周期レベルが大きい地震と同程度になるように考慮することとし、佐藤 (2010) <sup>(35)</sup>や片岡ほか (2006) <sup>(36)</sup>等におけるプレート間地震の短周期レベルと地震モーメントの関係を参考に、不確かさとして基本震源モデルで設定した値の1.5倍を考慮する。</p> <p>(変更なし)</p> <p>(3) 海洋プレート内地震</p> <p>a. 茨城県南部の地震</p> <p>(変更なし)</p> <p>b) 不確かさを考慮するパラメータの選定</p> <p>(変更なし)</p> <p>アスペリティの応力降下量については、笹谷ほか (2006) <sup>(37)</sup>のスケーリング則に基づきパラメータ設定したケースを考慮する。</p> <p>(変更なし)</p> <p>5.6.2 震源を特定せず策定する地震動</p> <p>(変更なし)</p> <p>5.6.2.1 評価方針</p> <p>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>か (2004) による「震源を事前に特定できない地震」は、「震源を特定せず策定する地震動」と同等の考え方に基づく知見と考えられる。</p> <p><u>以上を踏まえ、加藤ほか (2004) による水平成分の応答スペクトルに対し、Noda et al. (2002) の方法を用いて敷地の地盤物性を考慮した水平成分及び鉛直成分の応答スペクトルを「震源を特定せず策定する地震動」として考慮する。</u></p> <p><u>加藤ほか (2004) に基づき設定した応答スペクトルを第5.6.28図(1)及び第5.6.28図(2)に示す。</u></p> <p>5.6.2.3 検討対象地震の選定と震源近傍の観測記録の収集<br/>(省略)</p> <p>5.6.2.3.1 全国共通に考慮すべき地震動<br/>震源近傍における観測記録を基に得られた「2004年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈における標準応答スペクトル」を対象とする。標準応答スペクトルを第5.6.29図、そのコントロールポイントを第5.6.19表に示す。</p> <p>2004年北海道留萌支庁南部地震の記録については、佐藤ほか (2013) <sup>(37)</sup>により K-NET 港町観測点において詳細な地盤調査及び基盤地震動の推定が行われ、信頼性の高い基盤地震動が得られていることから、これらを参考に K-NET 港町観測点の地盤構造モデルの不確かさを考慮した基盤地震動を評価する。</p> <p>5.6.2.3.2 地域性を考慮する地震動<br/>(省略)</p> <p>5.6.2.4 震源を特定せず策定する地震動の設定<br/>震源を特定せず策定する地震動として、「5.6.2.2 既往の知見」で示した加藤ほか (2004) に基づき設定した応答スペクトル、「5.6.2.3.1 全国共通に考慮すべき地震動」で評価した2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動及び標準応答スペクトルを考慮する。</p> <p>2004年北海道留萌支庁南部地震については、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面相当位置の地盤物性の相違 (S波速度でK-NET港町観測点938m/sに対し、敷地は第5.5.3表に示す地盤構造モデル (深部) において1,010m/s) による影響等を考慮して評価した地震動の応答スペクトルを考慮する。ここで、解放基盤表面相当位置の地盤物性の相違による影響等を考慮する際には、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面の地盤物性値を比較し、おおむね同等の地盤であることから、K-NET港町観測点の地盤構造モデルの不確かさを考慮した基盤地震動に、保守性を考慮する。</p> <p>標準応答スペクトルについては、S波速度2,200m/s以上の地震基盤相当面で設定されており、敷地においてS波速度2,200m/s以上の層が確認されるG. L. -1.293kmに設定する。</p> | <p>5.6.2.2 検討対象地震の選定と震源近傍の観測記録の収集<br/>(変更なし)</p> <p>(1) 全国共通に考慮すべき地震動<br/>震源近傍における観測記録を基に得られた「2004年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈における標準応答スペクトル」を対象とする。標準応答スペクトルを第5.6.28図、そのコントロールポイントを第5.6.19表に示す。</p> <p>2004年北海道留萌支庁南部地震の記録については、佐藤ほか (2013) <sup>(38)</sup>により K-NET 港町観測点において詳細な地盤調査及び基盤地震動の推定が行われ、信頼性の高い基盤地震動が得られていることから、これらを参考に K-NET 港町観測点の地盤構造モデルの不確かさを考慮した基盤地震動を評価する。</p> <p>(2) 地域性を考慮する地震動<br/>(変更なし)</p> <p>5.6.2.3 震源を特定せず策定する地震動の設定<br/>震源を特定せず策定する地震動として、「5.6.2.2(1) 全国共通に考慮すべき地震動」で評価した2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動及び標準応答スペクトルを考慮する。</p> <p>(1) <u>2004年北海道留萌支庁南部地震 (K-NET 港町) に保守性を考慮した地震動</u><br/>2004年北海道留萌支庁南部地震については、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面相当位置の地盤物性の相違 (S波速度でK-NET港町観測点938m/sに対し、敷地は第5.5.3表に示す地盤構造モデル (深部) において1,010m/s) による影響等を考慮して評価した地震動の応答スペクトルを考慮する。ここで、解放基盤表面相当位置の地盤物性の相違による影響等を考慮する際には、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面の地盤物性値を比較し、おおむね同等の地盤であることから、K-NET港町観測点の地盤構造モデルの不確かさを考慮した基盤地震動に、保守性を考慮する。</p> <p>(2) <u>標準応答スペクトルを考慮した地震動</u><br/>標準応答スペクトルについては、S波速度2,200m/s以上の地震基盤相当面で設定されており、敷地においてS波速度2,200m/s以上の層が確認されるG. L. -1.293km <u>(S波速度3,052m/s)</u> に設定する。</p> <p>a. <u>地震基盤相当面における模擬地震動</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>標準応答スペクトルに適合する模擬地震波は、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせによって作成するものとし、振幅包絡線の経時的変化については、Noda et al. (2002)<sup>(44)</sup>の方法に基づき、第5.6.22表に示す形状とする。標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果を第5.6.23表、時刻歴波形を第5.6.30図、標準応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比を第5.6.31図に示す。作成した模擬地震波を用いて次元波動論による地盤応答解析を行い、解放基盤表面における応答スペクトルを算定する。</p> <p>以上を踏まえた、「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを第5.6.32図(1)及び第5.6.32図(2)に示す。</p> <p>5.6.3 基準地震動 Ss の策定<br/>(省略)</p> <p>5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動 Ss<br/>(1) 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 Ss<br/>(省略)<br/>各検討用地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6.33図(1)及び第5.6.33図(2)に示す。また、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルのコントロールポイントの値を第5.6.24表に示す。</p> <p>(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss<br/>(省略)<br/>各検討用地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6.34図(1)から第5.6.34図(3)に示す。第</p> | <p>標準応答スペクトルに適合する模擬地震動は、複数の方法を用いることとし、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせにより作成する方法（以下「乱數位相による検討」）及び敷地の地震観測記録から得られる位相を用いて作成する方法（以下「実位相による検討」）により作成する。</p> <p>乱數位相による検討では、振幅包絡線の経時的変化としてNoda et al. (2002)の方法に基づき、第5.6.22表に示す形状を用いる。</p> <p>実位相による検討では、敷地で観測された内陸地殻内地震のうち敷地に最も近い地震の観測記録の位相特性を用いる。実位相による検討で用いた地震の震央位置を第5.6.29図に示す。</p> <p>標準応答スペクトルに適合する模擬地震動の作成結果を第5.6.23表、時刻歴波形を第5.6.30図(1)及び第5.6.30図(2)、標準応答スペクトルに対する模擬地震動の応答スペクトル比を第5.6.31図(1)及び第5.6.31図(2)に示す。</p> <p>b. 解放基盤表面における地震動<br/>解放基盤表面の地震動は、地震基盤相当面における模擬地震動を用い、深部の地盤構造モデルによる地盤応答解析を行い算定する。</p> <p>算定した地震動の応答スペクトルを第5.6.32図(1)及び第5.6.32図(2)、時刻歴波形を第5.6.33図(1)及び第5.6.33図(2)に示す。</p> <p>応答スペクトルについては乱數位相による検討結果と実位相による検討結果は概ね同程度であり、位相の違いによる特異な地盤の応答増幅は見られない。一方、時刻歴波形については乱數位相による検討結果の方が水平成分と鉛直成分とで強震動部の時間が重複し、かつ強震動部の継続時間が長く、地盤あるいは建物等の水平及び鉛直の組合せ評価や非線形解析において安全側の評価になると考えられることから、標準応答スペクトルを考慮した地震動として乱數位相による検討結果を選定する。</p> <p>(3) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル<br/>以上を踏まえ算定した「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを第5.6.34図(1)及び第5.6.34図(2)に示す。</p> <p>5.6.3 基準地震動 Ss の策定<br/>(変更なし)</p> <p>5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動 Ss<br/>(1) 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 Ss<br/>(変更なし)<br/>各検討用地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6.35図(1)及び第5.6.35図(2)に示す。また、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルのコントロールポイントの値を第5.6.24表に示す。</p> <p>(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss<br/>(変更なし)<br/>各検討用地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6.36図(1)から第5.6.36図(3)に示す。第</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>5. 6. <u>34</u>図(1)から第5. 6. <u>34</u>図(3)より、包絡関係を考慮して選定した基準地震動Ss-1～基準地震動Ss-5の応答スペクトルを第5. 6. <u>35</u>図(1)から第5. 6. <u>35</u>図(3)に示す。</p>  | <p>5. 6. <u>36</u>図(1)から第5. 6. <u>36</u>図(3)より、包絡関係を考慮して選定した基準地震動Ss-1～基準地震動Ss-5の応答スペクトルを第5. 6. <u>37</u>図(1)から第5. 6. <u>37</u>図(3)に示す。</p>  |
| <p>5. 6. 3. 2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動 Ss</p> <p>震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ssは、「5. 6. 2. 4 震源を特定せず策定する地震動の設定」における震源を特定せず策定する地震動の評価結果と、「5. 6. 3. 1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動Ss」に示す基準地震動Ssを比較し、包絡関係を考慮して選定する。</p> <p>震源を特定せず策定する地震動の評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5. 6. <u>36</u>図(1)及び第5. 6. <u>36</u>図(2)に示す。第5. 6. <u>36</u>図(1)及び第5. 6. <u>36</u>図(2)より、<u>震源を特定せず策定する地震動の評価結果と前節で示した基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較し、包絡関係を考慮して基準地震動Ss-6として選定する。</u></p>                                      | <p>5. 6. 3. 2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動 Ss</p> <p>震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ssは、「5. 6. 2. 3 震源を特定せず策定する地震動の設定」における震源を特定せず策定する地震動の評価結果と、「5. 6. 3. 1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動Ss」に示す基準地震動Ssを比較し、包絡関係を考慮して選定する。</p> <p>震源を特定せず策定する地震動の評価結果と基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルを比較したものを第5. 6. <u>38</u>図(1)及び第5. 6. <u>38</u>図(2)に示す。第5. 6. <u>38</u>図(1)及び第5. 6. <u>38</u>図(2)より、<u>包絡関係を考慮して標準応答スペクトルを考慮した地震動を基準地震動Ss-6として選定する。</u></p>   |
| <p>5. 6. 3. 3 基準地震動 Ss の応答スペクトル</p> <p>「5. 6. 3. 1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動Ss」及び「5. 6. 3. 2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動Ss」を踏まえて策定した基準地震動Ssの応答スペクトルを第5. 6. <u>37</u>図(1)から第5. 6. <u>37</u>図(3)に示す。</p>   | <p>5. 6. 3. 3 基準地震動 Ss の応答スペクトル</p> <p>「5. 6. 3. 1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動Ss」及び「5. 6. 3. 2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動Ss」を踏まえて策定した基準地震動Ssの応答スペクトルを第5. 6. <u>39</u>図(1)から第5. 6. <u>39</u>図(3)に示す。</p>   |
| <p>5. 6. 3. 4 基準地震動 Ss の時刻歴波形<br/>(省略)</p> <p>基準地震動Ss-Dの模擬地震波の作成結果を第5. 6. 26表に、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトルの比を第5. 6. <u>38</u>図に示す。</p> <p>以上より、策定した基準地震動Ss-Dの時刻歴波形を第5. 6. <u>39</u>図に、断層モデルを用いた手法による基準地震動Ss-1～基準地震動Ss-5の時刻歴波形を第5. 6. <u>40</u>図(1)から第5. 6. <u>40</u>図(5)に、震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ss-6の時刻歴波形を第5. 6. <u>40</u>図(6)に示す。また、基準地震動Ssの最大加速度値を第5. 6. 27表に示す。</p>   | <p>5. 6. 3. 4 基準地震動 Ss の時刻歴波形<br/>(変更なし)</p> <p>基準地震動Ss-Dの模擬地震波の作成結果を第5. 6. 26表に、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトルの比を第5. 6. <u>40</u>図に示す。</p> <p>以上より、策定した基準地震動Ss-Dの時刻歴波形を第5. 6. <u>41</u>図に、断層モデルを用いた手法による基準地震動Ss-1～基準地震動Ss-5の時刻歴波形を第5. 6. <u>42</u>図(1)から第5. 6. <u>42</u>図(5)に、震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動Ss-6の時刻歴波形を第5. 6. <u>43</u>図に示す。また、基準地震動Ssの最大加速度値を第5. 6. 27表に示す。</p>   |
| <p>5. 7 基準地震動 Ss の超過確率の参照</p> <p>日本原子力学会 (2015) <sup>(38)</sup>を参考に、敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを評価する。震源モデルについては、特定震源モデル及び領域震源モデルを設定し、それぞれ調査結果等に基づき設定した震源モデル (以下「調査モデル」という。) 及び地震調査研究推進本部 (2012b) <sup>(39)</sup>の知見を参考に設定した震源モデル (以下「推本参考モデル」という。) を考慮する。また、地震動伝播モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖型地震については断層モデルを用いた手法による地震動評価を、それ以外の震源については Noda et al. (2002) の方法を用いた地震動評価を行う。作成したロジックツリーを第 5. 7. 1 図に、これらの設定に基づき評価した敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルと基準地震動 Ss との比較を第 5. 7. 2 図(1)及び第 5. 7. 2 図(2)に示す。<br/>(省略)</p> | <p>5. 7 基準地震動 Ss の超過確率の参照</p> <p>日本原子力学会 (2015) <sup>(39)</sup>を参考に、敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを評価する。震源モデルについては、特定震源モデル及び領域震源モデルを設定し、それぞれ調査結果等に基づき設定した震源モデル (以下「調査モデル」という。) 及び地震調査研究推進本部 (2012b) <sup>(40)</sup>の知見を参考に設定した震源モデル (以下「推本参考モデル」という。) を考慮する。また、地震動伝播モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖型地震については断層モデルを用いた手法による地震動評価を、それ以外の震源については Noda et al. (2002) の方法を用いた地震動評価を行う。作成したロジックツリーを第 5. 7. 1 図に、これらの設定に基づき評価した敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルと基準地震動 Ss との比較を第 5. 7. 2 図(1)及び第 5. 7. 2 図(2)に示す。<br/>(変更なし)</p> |
| <p>5. 8 参考文献<br/>(省略)</p>   | <p>5. 8 参考文献<br/>(変更なし)</p> <p>(10) 産業技術総合研究所. 産総研：千葉県のパシフィック岸で歴史記録にない津波の痕跡を発見. 産業技</p>   |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(10) 東京大学地震研究所・防災科学技術研究所・京都大学防災研究所. 文部科学省委託研究 首都直下地震防災・減災特別プロジェクト 総括成果報告書. 2012-3.</p> <p>(11) 中央防災会議. 中央防災会議「首都直下地震対策専門調査会」(第12回)地震ワーキンググループ報告書. 2004-11-17.</p> <p>(12) 地震調査研究推進本部. 全国地震動予測地図. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2009-07-21.</p> <p>(13) 地質調査総合センター編. 日本重力データベース DVD 版. 産業技術総合研究所地質調査総合センター. 2013.</p> <p>(14) Shizuo Noda, Kazuhiko Yashiro, Katsuya Takahashi, Masayuki Takemura, Susumu Ohno, Masanobu Tohdo, Takahide Watanabe. RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES. OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis, Istanbul, 16-18 October, 2002.</p> <p>(15) 原子力安全基盤機構. 平成15年度地震記録データベース SANDEL のデータ整備と地震発生上下限層深さの評価に関する報告書(JNES/SAE04-017). 2004-8.</p> <p>(16) 廣瀬一聖, 伊藤潔. 広角反射法および屈折法解析による近畿地方の地殻構造の推定. 京都大学防災研究所年報. No. 49B, 2006, pp. 307-321.</p> <p>(17) 三浦誠一, 小平秀一, 仲西理子, 鶴哲郎, 高橋成実, 金田義行. エアガンー海底地震計データによる日本海溝・福島沖前弧域の地震波速度構造. JAMSTEC 深海研究. no. 16, 2000, pp. 87-100.</p> <p>(18) 青柳恭平, 上田圭一. 2011年東北地方太平洋沖地震による阿武隈南部の正断層型誘発地震の特徴ー臨時余震観測に基づく震源分布と速度構造ー. 電力中央研究所報告 N11048. 2012.</p> <p>(19) 芝良昭, 野口科子. 広帯域地震動を規定する震源パラメータの統計的特性ー震源インバージョン解析に基づく検討ー. 電力中央研究所報告 N11054. 2012.</p> <p>(20) 引間和人. 2011年4月11日福島県浜通りの地震(Mj7.0)の震源過程ー強震波形と再決定震源による2枚の断層面の推定ー. 地震第2輯. vol. 64, 2012, pp. 243-256.</p> <p>(21) Miho Tanaka, Kimiyuki Asano, Tomotaka Iwata, Hisahiko Kubo. Source rupture process of the 2011 Fukushima-ken Hamadori earthquake: how did the two subparallel faults rupture?, Earth, Planets and Space 2014, 66:101, 2014.</p> <p>(22) Aitaro Kato, Toshihiro Igarashi, Kazushige Obara, Shinichi Sakai, Tetsuya Takeda, Atsushi Saiga, Takashi Iidaka, Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata, Kazuhiko Goto, Hiroki Miyamachi, Takeshi Matsushima, Atsuki Kubo, Hiroshi Katao, Yoshiko Yamanaka, Toshiko Terakawa, Haruhisa Nakamichi, Takashi Okuda, Shinichiro Horikawa, Noriko Tsumura, Norihito Umino, Tomomi Okada, Masahiro Kosuga, Hiroaki Takahashi, Takuji Yamada. Imaging the source regions of normal faulting sequences induced by the 2011 M9.0</p> | <p>術総合研究所. 2021, 2021-09-03.<br/> <a href="https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2021/pr20210903/pr20210903.html">〈https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2021/pr20210903/pr20210903.html〉</a></p> <p>(11) Jessica E. Pilarczyk, Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Toru Tamura, Koichiro Tanigawa, Dan Matsumoto, Tetsuya Shinozaki, Osamu Fujiwara, Masanobu Shishikura, Yumi Shimada, Tina Dura, Benjamin P. Horton, Andrew C. Parnell, Christopher H. Vane. A further source of Tokyo earthquakes and Pacific Ocean tsunamis. Nat. Geosci. 14, 2021, pp. 796-800. <a href="https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2">https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2</a></p> <p>(12) 東京大学地震研究所・防災科学技術研究所・京都大学防災研究所. 文部科学省委託研究 首都直下地震防災・減災特別プロジェクト 総括成果報告書. 2012-3.</p> <p>(13) 中央防災会議. 中央防災会議「首都直下地震対策専門調査会」(第12回)地震ワーキンググループ報告書. 2004-11-17.</p> <p>(14) 地震調査研究推進本部. 全国地震動予測地図. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2009-07-21.</p> <p>(15) 地質調査総合センター編. 日本重力データベース DVD 版. 産業技術総合研究所地質調査総合センター. 2013.</p> <p>(16) Shizuo Noda, Kazuhiko Yashiro, Katsuya Takahashi, Masayuki Takemura, Susumu Ohno, Masanobu Tohdo, Takahide Watanabe. RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES. OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis, Istanbul, 16-18 October, 2002.</p> <p>(17) 原子力安全基盤機構. 平成15年度地震記録データベース SANDEL のデータ整備と地震発生上下限層深さの評価に関する報告書(JNES/SAE04-017). 2004-8.</p> <p>(18) 廣瀬一聖, 伊藤潔. 広角反射法および屈折法解析による近畿地方の地殻構造の推定. 京都大学防災研究所年報. No. 49B, 2006, pp. 307-321.</p> <p>(19) 三浦誠一, 小平秀一, 仲西理子, 鶴哲郎, 高橋成実, 金田義行. エアガンー海底地震計データによる日本海溝・福島沖前弧域の地震波速度構造. JAMSTEC 深海研究. no. 16, 2000, pp. 87-100.</p> <p>(20) 青柳恭平, 上田圭一. 2011年東北地方太平洋沖地震による阿武隈南部の正断層型誘発地震の特徴ー臨時余震観測に基づく震源分布と速度構造ー. 電力中央研究所報告 N11048. 2012.</p> <p>(21) 芝良昭, 野口科子. 広帯域地震動を規定する震源パラメータの統計的特性ー震源インバージョン解析に基づく検討ー. 電力中央研究所報告 N11054. 2012.</p> <p>(22) 引間和人. 2011年4月11日福島県浜通りの地震(Mj7.0)の震源過程ー強震波形と再決定震源による2枚の断層面の推定ー. 地震第2輯. vol. 64, 2012, pp. 243-256.</p> <p>(23) Miho Tanaka, Kimiyuki Asano, Tomotaka Iwata, Hisahiko Kubo. Source rupture process of the 2011 Fukushima-ken Hamadori earthquake: how did the two subparallel faults rupture?, Earth, Planets and Space 2014, 66:101, 2014.</p> <p>(24) Aitaro Kato, Toshihiro Igarashi, Kazushige Obara, Shinichi Sakai, Tetsuya Takeda, Atsushi Saiga, Takashi Iidaka, Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata, Kazuhiko Goto, Hiroki Miyamachi, Takeshi Matsushima, Atsuki Kubo, Hiroshi Katao, Yoshiko Yamanaka, Toshiko Terakawa, Haruhisa Nakamichi, Takashi Okuda, Shinichiro Horikawa, Noriko Tsumura, Norihito Umino, Tomomi Okada, Masahiro Kosuga, Hiroaki Takahashi, Takuji Yamada. Imaging the source regions of normal faulting sequences induced by the 2011 M9.0</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>Tohoku-Oki earthquake, GEOPHYSICAL RESEARCH LETTERS, Vol.40, 1-6. 2013.</p> <p>(23) 地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (「レシピ」). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2017.</p> <p>(24) Isabelle Manighetti, Charles Sammis, Geoffrey Charles Plume King, Michel Campillo. Evidence for self-similar, triangular slip distributions on earthquakes: Implications for earthquake and fault mechanics, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH, Vol.110, B05302. 2005.</p> <p>(25) 佐藤智美, 堤英明. 2011年福島県浜通り付近の正断層の地震の短周期レベルと伝播経路・地盤増幅特性. 日本地震工学会論文集. vol.12, no.7, 2012.</p> <p>(26) 壇一男, 渡辺基史, 佐藤俊明, 石井透. 断層の非一様すべり破壊モデルから算定される短周期レベルと半経験的波形合成法による強震動予測のための震源断層のモデル化. 日本建築学会構造系論文集. vol.66, no.545, 2001, pp.51-62.</p> <p>(27) 入倉孝次郎, 三宅弘恵. シナリオ地震の強震動予測. 地学雑誌. vol.110 (6), 2001, pp.849-875.</p> <p>(28) 日本電気協会. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015. 原子力規格委員会. 2016, 285p.</p> <p>(29) 諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅. 標準的な強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現. 日本地震工学会第10回年次大会梗概集. 2013, pp.381-382.</p> <p>(30) 長谷川昭, 中島淳一, 内田直希, 海野徳仁. 東京直下に沈み込む2枚のプレートと首都圏下の特異な地震活動. 地学雑誌. vol.122, no.3, 2013, pp.398-417.</p> <p>(31) Naoki Uchida, Toru Matsuzawa, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa. Subduction of a wedge-shaped Philippine Sea plate beneath Kanto, central Japan, estimated from converted waves and small repeating earthquakes. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH. vol.115, 2010, B07309.</p> <p>(32) 入倉孝次郎. 海溝型巨大地震の強震動予測のための震源モデルの構築. 第40回地盤震動シンポジウム. 2012.</p> <p>(33) 佐藤智美. 逆断層と横ずれ断層の違いを考慮した日本の地殻内地震の短周期レベルのスケーリング則. 日本建築学会構造系論文集. vol.75, no.651, 2010, pp.923-932.</p> <p>(34) 片岡正次郎, 佐藤智美, 松本俊輔, 日下部毅明. 短周期レベルをパラメータとした地震動強さの距離減衰式. 土木工学会論文集A. vol.62, No.4, 2006, pp.740-757.</p> <p>(35) 笹谷努, 森川信之, 前田宜浩. スラブ内地震の震源特性. 北海道大学地球物理学研究報告. no.69, 2006-3, pp.123-134.</p> <p>(36) 加藤研一, 宮腰勝義, 武村雅之, 井上大榮, 上田圭一, 壇一男. <u>震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベルー地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討ー</u>. 日本地震工学会論文集. vol.4, no.4, 2004, pp.46-86.</p> <p>(37) 佐藤浩章, 芝良昭, 東貞成, 功刀卓, 前田宜浩, 藤原広行. 物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NET港町観測点 (HKD020) の基盤地震動とサイト特性評価. 電力中央研究所報告. 2013.</p> <p>(38) 日本原子力学会. 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2015, 日本原子力学会標準, 2015.</p> | <p>Tohoku-Oki earthquake, GEOPHYSICAL RESEARCH LETTERS, Vol.40, 1-6. 2013.</p> <p>(25) 地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (「レシピ」). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2017.</p> <p>(26) Isabelle Manighetti, Charles Sammis, Geoffrey Charles Plume King, Michel Campillo. Evidence for self-similar, triangular slip distributions on earthquakes: Implications for earthquake and fault mechanics, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH, Vol.110, B05302. 2005.</p> <p>(27) 佐藤智美, 堤英明. 2011年福島県浜通り付近の正断層の地震の短周期レベルと伝播経路・地盤増幅特性. 日本地震工学会論文集. vol.12, no.7, 2012.</p> <p>(28) 壇一男, 渡辺基史, 佐藤俊明, 石井透. 断層の非一様すべり破壊モデルから算定される短周期レベルと半経験的波形合成法による強震動予測のための震源断層のモデル化. 日本建築学会構造系論文集. vol.66, no.545, 2001, pp.51-62.</p> <p>(29) 入倉孝次郎, 三宅弘恵. シナリオ地震の強震動予測. 地学雑誌. vol.110 (6), 2001, pp.849-875.</p> <p>(30) 日本電気協会. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015. 原子力規格委員会. 2016, 285p.</p> <p>(31) 諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅. 標準的な強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現. 日本地震工学会第10回年次大会梗概集. 2013, pp.381-382.</p> <p>(32) 長谷川昭, 中島淳一, 内田直希, 海野徳仁. 東京直下に沈み込む2枚のプレートと首都圏下の特異な地震活動. 地学雑誌. vol.122, no.3, 2013, pp.398-417.</p> <p>(33) Naoki Uchida, Toru Matsuzawa, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa. Subduction of a wedge-shaped Philippine Sea plate beneath Kanto, central Japan, estimated from converted waves and small repeating earthquakes. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH. vol.115, 2010, B07309.</p> <p>(34) 入倉孝次郎. 海溝型巨大地震の強震動予測のための震源モデルの構築. 第40回地盤震動シンポジウム. 2012.</p> <p>(35) 佐藤智美. 逆断層と横ずれ断層の違いを考慮した日本の地殻内地震の短周期レベルのスケーリング則. 日本建築学会構造系論文集. vol.75, no.651, 2010, pp.923-932.</p> <p>(36) 片岡正次郎, 佐藤智美, 松本俊輔, 日下部毅明. 短周期レベルをパラメータとした地震動強さの距離減衰式. 土木工学会論文集A. vol.62, No.4, 2006, pp.740-757.</p> <p>(37) 笹谷努, 森川信之, 前田宜浩. スラブ内地震の震源特性. 北海道大学地球物理学研究報告. no.69, 2006-3, pp.123-134.</p> <p>(38) 佐藤浩章, 芝良昭, 東貞成, 功刀卓, 前田宜浩, 藤原広行. 物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NET港町観測点 (HKD020) の基盤地震動とサイト特性評価. 電力中央研究所報告. 2013.</p> <p>(39) 日本原子力学会. 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2015, 日本原子力学会標準, 2015.</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| (39) 地震調査研究推進本部. 今後の地震動ハザード評価に関する検討～2011年・2012年における検討結果～. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2012.  | (40) 地震調査研究推進本部. 今後の地震動ハザード評価に関する検討～2011年・2012年における検討結果～. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2012.  |
| (40) Ludwig, W.J., Nafe, J.E., Drake, C.L. Seismic Refraction in the Sea. Wiley-Interscience. vol.4, part.1, 1970, pp.53-84.  | (41) Ludwig, W.J., Nafe, J.E., Drake, C.L. Seismic Refraction in the Sea. Wiley-Interscience. vol.4, part.1, 1970, pp.53-84.  |
| (41) Kennett, B.L.N., Engdahl, E.R. Traveltimes for global earthquake location and phase identification. Geophysical Journal International. vol.105, 1991, pp.429-465.  | (42) Kennett, B.L.N., Engdahl, E.R. Traveltimes for global earthquake location and phase identification. Geophysical Journal International. vol.105, 1991, pp.429-465.  |
| (42) 佐藤智美, 川瀬博, 佐藤俊明. 表層地盤の影響を取り除いた工学的基盤波の統計的スペクトル特性—仙台地域のポアホールで観測された多数の中小地震記録を用いた解析—. 日本建築学会構造系論文集. vol.59, No.462, 1994, pp.79-89.  | (43) 佐藤智美, 川瀬博, 佐藤俊明. 表層地盤の影響を取り除いた工学的基盤波の統計的スペクトル特性—仙台地域のポアホールで観測された多数の中小地震記録を用いた解析—. 日本建築学会構造系論文集. vol.59, No.462, 1994, pp.79-89.  |
| (43) Masayoshi Yoshimura, Seishi Fujii, Kenji Tanaka, Ken Morita. On the relationship between P and S-wave velocities in soft rock. SEG Expanded Abstracts 1, 1982, p.143.  | (44) Masayoshi Yoshimura, Seishi Fujii, Kenji Tanaka, Ken Morita. On the relationship between P and S-wave velocities in soft rock. SEG Expanded Abstracts 1, 1982, p.143.  |
| (44) Yoshihiro Fujii, Mitsuhiro Matsu'ura. Regional Difference in Scaling Laws for Large Earthquakes and its Tectonic Implication. Pure and Applied Geophysics. vol.157, 2000, pp.2283-2302.  | (45) Yoshihiro Fujii, Mitsuhiro Matsu'ura. Regional Difference in Scaling Laws for Large Earthquakes and its Tectonic Implication. Pure and Applied Geophysics. vol.157, 2000, pp.2283-2302.  |
| (45) Robert J. Geller. Scaling relations for earthquake source parameters and magnitudes. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.66, 1976, pp.1501-1523.   | (46) Robert J. Geller. Scaling relations for earthquake source parameters and magnitudes. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.66, 1976, pp.1501-1523.   |
| (46) Kanno T., A. Narita, N. Morikawa, H. Fujiwara, Y. Fukushima. A New Attenuation Relation for Strong Ground Motion in Japan Based on Recorded Data. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.879-897.  | (47) Kanno T., A. Narita, N. Morikawa, H. Fujiwara, Y. Fukushima. A New Attenuation Relation for Strong Ground Motion in Japan Based on Recorded Data. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.879-897.  |
| (47) Zhao, J. X., J. Zhang, A. Asano, Y. Ohno, T. Oouchi, T. Takahashi, H. Ogawa, K. Irikura, H. K. Thio, P. G. Somerville, Y. Fukushima. Attenuation Relations of Strong Ground Motion in Japan Using Site Classification Based on Predominant Period. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.898-913. | (48) Zhao, J. X., J. Zhang, A. Asano, Y. Ohno, T. Oouchi, T. Takahashi, H. Ogawa, K. Irikura, H. K. Thio, P. G. Somerville, Y. Fukushima. Attenuation Relations of Strong Ground Motion in Japan Using Site Classification Based on Predominant Period. Bulletin of the Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.898-913. |
| (48) 内山泰生, 翠川三郎. 震源深さの影響を考慮した工学的基盤における応答スペクトルの距離減衰式. 日本建築学会構造系論文集. vo.71, no.606, 2006, pp.81-88.   | (49) 内山泰生, 翠川三郎. 震源深さの影響を考慮した工学的基盤における応答スペクトルの距離減衰式. 日本建築学会構造系論文集. vo.71, no.606, 2006, pp.81-88.   |
| (49) Norman A. Abrahamson, Walter J. Silva, Ronnie Kamai. Summary of the ASK14 Ground Motion Relation for Active Crustal Regions. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1025-1055.   | (50) Norman A. Abrahamson, Walter J. Silva, Ronnie Kamai. Summary of the ASK14 Ground Motion Relation for Active Crustal Regions. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1025-1055.   |
| (50) David M. Boore, Jonathan P. Stewart, Emel Seyhan, Gail M. Atkinson. NGA-West2 Equations for Predicting PGA, PGV, and 5% Damped PSA for Shallow Crustal Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1057-1085.  | (51) David M. Boore, Jonathan P. Stewart, Emel Seyhan, Gail M. Atkinson. NGA-West2 Equations for Predicting PGA, PGV, and 5% Damped PSA for Shallow Crustal Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1057-1085.  |
| (51) Kenneth W. Campbell, Yousef Bozorgnia. NGA-West2 Ground Motion Model for the Average Horizontal Components of PGA, PGV, and 5% Damped Linear Acceleration Response Spectra. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1087-1115.  | (52) Kenneth W. Campbell, Yousef Bozorgnia. NGA-West2 Ground Motion Model for the Average Horizontal Components of PGA, PGV, and 5% Damped Linear Acceleration Response Spectra. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1087-1115.  |
| (52) Brian S.-J. Chiou, Robert R. Youngs. Update of the Chiou and Youngs NGA Model for the Average Horizontal Component of Peak Ground Motion and Response Spectra. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1117-1153.   | (53) Brian S.-J. Chiou, Robert R. Youngs. Update of the Chiou and Youngs NGA Model for the Average Horizontal Component of Peak Ground Motion and Response Spectra. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1117-1153.   |
| (53) I. M. Idriss. An NGA-West2 Empirical Model for Estimating the Horizontal Spectral Values Generated by Shallow Crustal Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1155-1177.   | (54) I. M. Idriss. An NGA-West2 Empirical Model for Estimating the Horizontal Spectral Values Generated by Shallow Crustal Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1155-1177.   |
| (54) 壇一男, 畑奈緒未, 武藤尊彦, 宮腰淳一, 神田順. シナリオ地震の生起確率を考慮した基準   | (55) 壇一男, 畑奈緒未, 武藤尊彦, 宮腰淳一, 神田順. シナリオ地震の生起確率を考慮した基準地  |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

地震動策定に関する研究(その 3)宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオとそれに基づく強震動の計算. 日本建築学会大会(近畿)学術講演梗概集. B-1, 構造 I, 2005, pp.97-98.

- (55) 佐藤良輔編. 日本の地震断層パラメータハンドブック. 鹿島出版会, 1989.
- (56) Thomas C. Hanks, Hiroo Kanamori. A moment magnitude scale. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH. vol.84, B5, 1979, pp.2348-2350.
- (57) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について(中間報告)(説明文の訂正). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2002.
- (58) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について(平成17年12月14日公表). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2005.
- (59) 佐藤智美. 中小地震の応力降下量の断層タイプ・震源深さ依存性及び地域性に関する研究. 土木学会地震工学論文集. vol.27, no.75, 2003.
- (60) 田力正好, 池田安隆, 野原壯. 河成段丘の高度分布から推定された, 岩手・宮城内陸地震の震源断層. 地震第2輯. vol.62, no.1, 2009, pp.1-11.
- (61) 防災科学技術研究所. ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究 総括成果報告書. 2013-5.
- (62) 岡田篤正. 山陰地方の活断層の諸特徴. 活断層研究. vol.22(松田時彦先生古稀記念号), 2002, pp.17-32.
- (63) 西村卓也. 山陰地方のGNSSデータに認められるひずみ集中帯. 日本地球惑星科学連合2014年大会. SSS31-06. 2014.
- (64) Paul Somerville, Kojiro Irikura, Robert Graves, Sumio Sawada, David Wald, Norman Abrahamson, Yoshinori Iwasaki, Takao Kagawa, Nancy Smith, Akira Kowada. Characterizing crustal earthquake slip models for the prediction of strong ground motion. Seismological Research Letters. vol.70, 1999, pp.59-80.
- (65) 岩田知孝, 浅野公之. 強震動予測のためのスラブ内地震の特性化震源モデルの構築. 北海道大学地球物理学研究報告. vol.73, 2010, pp.129-135.

変更後

震動策定に関する研究(その 3)宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオとそれに基づく強震動の計算. 日本建築学会大会(近畿)学術講演梗概集. B-1, 構造 I, 2005, pp.97-98.

- (56) 佐藤良輔編. 日本の地震断層パラメータハンドブック. 鹿島出版会, 1989.
- (57) Thomas C. Hanks, Hiroo Kanamori. A moment magnitude scale. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH. vol.84, B5, 1979, pp.2348-2350.
- (58) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について(中間報告)(説明文の訂正). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2002.
- (59) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について(平成17年12月14日公表). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2005.
- (60) 佐藤智美. 中小地震の応力降下量の断層タイプ・震源深さ依存性及び地域性に関する研究. 土木学会地震工学論文集. vol.27, no.75, 2003.
- (61) 田力正好, 池田安隆, 野原壯. 河成段丘の高度分布から推定された, 岩手・宮城内陸地震の震源断層. 地震第2輯. vol.62, no.1, 2009, pp.1-11.
- (62) 防災科学技術研究所. ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究 総括成果報告書. 2013-5.
- (63) 岡田篤正. 山陰地方の活断層の諸特徴. 活断層研究. vol.22(松田時彦先生古稀記念号), 2002, pp.17-32.
- (64) 西村卓也. 山陰地方のGNSSデータに認められるひずみ集中帯. 日本地球惑星科学連合2014年大会. SSS31-06. 2014.
- (65) Paul Somerville, Kojiro Irikura, Robert Graves, Sumio Sawada, David Wald, Norman Abrahamson, Yoshinori Iwasaki, Takao Kagawa, Nancy Smith, Akira Kowada. Characterizing crustal earthquake slip models for the prediction of strong ground motion. Seismological Research Letters. vol.70, 1999, pp.59-80.
- (66) 岩田知孝, 浅野公之. 強震動予測のためのスラブ内地震の特性化震源モデルの構築. 北海道大学地球物理学研究報告. vol.73, 2010, pp.129-135.

第 5. 2. 1 表～第 5. 4. 1 表 (省略)

第 5. 5. 1 表 敷地地盤で観測された主な地震

| No. | 発震日時<br>地名又は地震名                          | 震央位置<br>北緯<br>東経            | マグニ<br>チュード<br>M  | 震源<br>深さ<br>(km) | 震央<br>距離<br>(km) | 気象庁震度階級<br>(茨城県、抜粋)  |
|-----|--|-----------------------------|-------------------|------------------|------------------|--|
| 1   | 2011年3月11日14:46<br>東北地方太平洋沖地震<br>の本震     | 38° 06. 21'<br>142° 51. 66' | 9. 0 <sup>*</sup> | 23. 74           | 290              | 6強： 日立市助川小学校、日立市十王町友部、高萩市本町、笠間市中央、常陸大宮市北町、那珂市瓜連、小美玉市上玉里、筑西市舟生、鉾田市当間<br>6弱： 水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、水戸市内原町(旧)、日立市役所、常陸太田市高柿町(旧)、高萩市安良川、北茨城市磯原町、笠間市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、東海村東海(旧)、常陸大宮市中富町、常陸大宮市野口、常陸大宮市山方、那珂市福田、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、小美玉市堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、石岡市柿岡、石岡市石岡、取手市井野、つくば市天王台、つくば市苜間、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市辻、美浦村受領、坂東市山、稲敷市役所、稲敷市結佐、筑西市門井、かずみがうら市上土田、行方市麻生(旧)、行方市山田、行方市玉造、桜川市岩瀬、桜川市真壁、鉾田市鉾田、鉾田市造谷、鉾田市汲上、常総市新石下、つくばみらい市加藤<br>5強： 常陸太田市町屋町、常陸太田市町田町、常陸太田市中大町、大洗町磯浜町、大子町池田、常陸大宮市高部、常陸大宮市上小瀬、城里町徳藏、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、茨城古河市仁連、石岡市八郷、結城市結城、龍ヶ崎市寺後、下妻市本城町、下妻市鬼怒、取手市寺田、取手市藤代、牛久市中央、つくば市小荃、阿見町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、五霞町小福田、境町旭町、守谷市大柏、坂東市岩井、坂東市馬立、坂東市役所、稲敷市江戸崎甲、稲敷市柴崎、筑西市下中山、筑西市海老ヶ島、かずみがうら市大和田、神栖市溝口、神栖市波崎、桜川市羽田、つくばみらい市福田<br>5弱： 茨城古河市長谷町、利根町布川 |
| 2   | 2011年3月11日15:15<br>東北地方太平洋沖地震<br>余震<br>震 | 36° 07. 25'<br>141° 15. 15' | 7. 6              | 42. 70           | 65               | 6強： 鉾田市当間<br>6弱： 神栖市溝口、鉾田市鉾田<br>5強： 水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、日立市助川小学校、笠間市中央、東海村東海(旧)、那珂市瓜連、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、土浦市常名、土浦市下高津、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市辻、稲敷市須賀津、稲敷市結佐、筑西市舟生、神栖市波崎、行方市麻生(旧)、行方市玉造、鉾田市造谷、つくばみらい市福田<br>5弱： 水戸市内原町(旧)、日立市役所、高萩市安良川、笠間市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市東石川、大洗町磯浜町、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、小美玉市堅倉、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、石岡市柿岡、石岡市八郷、結城市結城、下妻市本城町、取手市寺田、取手市井野、牛久市中央、つくば市天王台、つくば市苜間、つくば市小荃、阿見町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、利根町布川、坂東市山、稲敷市江戸崎甲、稲敷市柴崎、筑西市下中山、筑西市海老ヶ島、筑西市門井、かずみがうら市上土田、かずみがうら市大和田、桜川市岩瀬、桜川市真壁、桜川市羽田  |
| 3   | 2011年4月11日17:16<br>福島県浜通りの地震             | 36° 56. 74'<br>140° 40. 36' | 7. 0              | 6. 42            | 77               | 6弱： 鉾田市当間<br>5強： 日立市助川小学校、高萩市安良川、北茨城市磯原町、小美玉市上玉里、筑西市舟生、かずみがうら市上土田、鉾田市鉾田、鉾田市汲上<br>5弱： 水戸市千波町、水戸市中央、日立市役所、日立市十王町友部、高萩市本町、笠間市中央、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、大子町池田、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、那珂市瓜連、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、小美玉市堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、土浦市藤沢、石岡市柿岡、石岡市石岡、石岡市八郷、つくば市天王台、つくば市苜間、阿見町中央、坂東市馬立、坂東市山、稲敷市役所、行方市山田、常総市新石下、つくばみらい市加藤   |

〔地震諸元及び震度は気象庁による。〕  
※はモーメントマグニチュードMw

第 5. 5. 2 表 (省略)

第 5. 2. 1 表～第 5. 4. 1 表 (変更なし)

第 5. 5. 1 表 敷地地盤で観測された主な地震

| No. | 発震日時<br>地名又は地震名                      | 震央位置<br>北緯<br>東経            | マグニ<br>チュード<br>M  | 震源<br>深さ<br>(km) | 震央<br>距離<br>(km) | 気象庁震度階級<br>(茨城県、抜粋)  |
|-----|--------------------------------------|-----------------------------|-------------------|------------------|------------------|--|
| 1   | 2011年3月11日14:46<br>東北地方太平洋沖地震<br>の本震 | 38° 06. 21'<br>142° 51. 66' | 9. 0 <sup>*</sup> | 23. 74           | 290              | 6強： 日立市助川小学校、日立市十王町友部、高萩市本町、笠間市中央、常陸大宮市北町、那珂市瓜連、小美玉市上玉里、筑西市舟生、鉾田市当間<br>6弱： 水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、水戸市内原町(旧)、日立市役所、常陸太田市高柿町(旧)、高萩市安良川、北茨城市磯原町、笠間市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、東海村東海(旧)、常陸大宮市中富町、常陸大宮市野口、常陸大宮市山方、那珂市福田、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、小美玉市堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、石岡市柿岡、石岡市石岡、取手市井野、つくば市天王台、つくば市苜間、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市辻、美浦村受領、坂東市山、稲敷市役所、稲敷市結佐、筑西市門井、かずみがうら市上土田、行方市麻生(旧)、行方市山田、行方市玉造、桜川市岩瀬、桜川市真壁、鉾田市鉾田、鉾田市造谷、鉾田市汲上、常総市新石下、つくばみらい市加藤<br>5強： 常陸太田市町屋町、常陸太田市町田町、常陸太田市中大町、大洗町磯浜町、大子町池田、常陸大宮市高部、常陸大宮市上小瀬、城里町徳藏、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、茨城古河市仁連、石岡市八郷、結城市結城、龍ヶ崎市寺後、下妻市本城町、下妻市鬼怒、取手市寺田、取手市藤代、牛久市中央、つくば市小荃、阿見町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、五霞町小福田、境町旭町、守谷市大柏、坂東市岩井、坂東市馬立、坂東市役所、稲敷市江戸崎甲、稲敷市柴崎、筑西市下中山、筑西市海老ヶ島、かずみがうら市大和田、神栖市溝口、神栖市波崎、桜川市羽田、つくばみらい市福田<br>5弱： 茨城古河市長谷町、利根町布川 |
| 2   | 2011年3月11日15:15<br>東北地方太平洋沖地震<br>の余震 | 36° 07. 25'<br>141° 15. 15' | 7. 6              | 42. 70           | 65               | 6強： 鉾田市当間<br>6弱： 神栖市溝口、鉾田市鉾田<br>5強： 水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、日立市助川小学校、笠間市中央、東海村東海(旧)、那珂市瓜連、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、土浦市常名、土浦市下高津、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市辻、稲敷市須賀津、稲敷市結佐、筑西市舟生、神栖市波崎、行方市麻生(旧)、行方市玉造、鉾田市造谷、つくばみらい市福田<br>5弱： 水戸市内原町(旧)、日立市役所、高萩市安良川、笠間市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市東石川、大洗町磯浜町、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、小美玉市堅倉、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、石岡市柿岡、石岡市八郷、結城市結城、下妻市本城町、取手市寺田、取手市井野、牛久市中央、つくば市天王台、つくば市苜間、つくば市小荃、阿見町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、利根町布川、坂東市山、稲敷市江戸崎甲、稲敷市柴崎、筑西市下中山、筑西市海老ヶ島、筑西市門井、かずみがうら市上土田、かずみがうら市大和田、桜川市岩瀬、桜川市真壁、桜川市羽田  |
| 3   | 2011年4月11日17:16<br>福島県浜通りの地震         | 36° 56. 74'<br>140° 40. 36' | 7. 0              | 6. 42            | 77               | 6弱： 鉾田市当間<br>5強： 日立市助川小学校、高萩市安良川、北茨城市磯原町、小美玉市上玉里、筑西市舟生、かずみがうら市上土田、鉾田市鉾田、鉾田市汲上<br>5弱： 水戸市千波町、水戸市中央、日立市役所、日立市十王町友部、高萩市本町、笠間市中央、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、大子町池田、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、那珂市瓜連、城里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、小美玉市堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、土浦市藤沢、石岡市柿岡、石岡市石岡、石岡市八郷、つくば市天王台、つくば市苜間、阿見町中央、坂東市馬立、坂東市山、稲敷市役所、行方市山田、常総市新石下、つくばみらい市加藤   |

〔地震諸元及び震度は気象庁による。〕  
※はモーメントマグニチュードMw

第 5. 5. 2 表 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 5. 5. 3 表 敷地の地盤構造モデル (深部)

| 上面<br>G. L.<br>(km) | 層厚<br>(km) | 密度 <sup>※1</sup><br>(g/cm <sup>3</sup> ) | 水平成分           |                         | 鉛直成分                        |                              |                         |                             |
|---------------------|------------|--|----------------|-------------------------|-----------------------------|------------------------------|-------------------------|-----------------------------|
|                     |            |  | S波速度<br>(km/s) | 減衰定数 <sup>※2</sup>      |                             | P波速度 <sup>※3</sup><br>(km/s) | 減衰定数 <sup>※2</sup>      |                             |
|                     |            |  |                | Qs                      | hs                          |                              | Qp                      | hp                          |
| 0.000               | 0.173      | —  | —              | —                       | —                           | —                            | —                       | —                           |
| -0.173              | 0.100      | 1.98                                     | 1.010          | 100                     | 0.005                       | 2.170                        | 100                     | 0.005                       |
| -0.273              | 0.350      | 2.11                                     | 1.186          |                         |                             | 2.590                        |                         |                             |
| -0.623              | 0.670      | 2.44                                     | 2.086          |                         |                             | 4.100                        |                         |                             |
| -1.293              | 2.708      | 2.68                                     | 3.052          | 110 × f <sup>0.69</sup> | 0.0045 × f <sup>-0.69</sup> | 5.750                        | 110 × f <sup>0.69</sup> | 0.0045 × f <sup>-0.69</sup> |
| -4.000              | 11.900     | 2.70                                     | 3.600          |                         |                             | 5.960                        |                         |                             |
| -15.900             | 14.600     | 2.80                                     | 4.170          |                         |                             | 6.810                        |                         |                             |
| -30.500             | ∞          | 3.20                                     | 4.320          |                         |                             | 7.640                        |                         |                             |

※1 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはLudwig *et al.*(1970)<sup>(40)</sup>、G.L.-4.000km以深はiasp91(Kennett *et al.*(1991)<sup>(41)</sup>)を踏まえて設定

※2 fは周波数(Hz)、G.L.-1.293km以深は佐藤ほか(1994)<sup>(42)</sup>を踏まえて設定

※3 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはYoshimura *et al.*(1982)<sup>(43)</sup>を踏まえて設定

第 5. 6. 1 表~第 5. 6. 3 表 (省略)

変更後

第 5. 5. 3 表 敷地の地盤構造モデル (深部)

| 上面<br>G. L.<br>(km) | 層厚<br>(km) | 密度 <sup>※1</sup><br>(g/cm <sup>3</sup> ) | 水平成分           |                         | 鉛直成分                        |                              |                         |                             |
|---------------------|------------|--|----------------|-------------------------|-----------------------------|------------------------------|-------------------------|-----------------------------|
|                     |            |  | S波速度<br>(km/s) | 減衰定数 <sup>※2</sup>      |                             | P波速度 <sup>※3</sup><br>(km/s) | 減衰定数 <sup>※2</sup>      |                             |
|                     |            |  |                | Qs                      | hs                          |                              | Qp                      | hp                          |
| 0.000               | 0.173      | —  | —              | —                       | —                           | —                            | —                       | —                           |
| -0.173              | 0.100      | 1.98                                     | 1.010          | 100                     | 0.005                       | 2.170                        | 100                     | 0.005                       |
| -0.273              | 0.350      | 2.11                                     | 1.186          |                         |                             | 2.590                        |                         |                             |
| -0.623              | 0.670      | 2.44                                     | 2.086          |                         |                             | 4.100                        |                         |                             |
| -1.293              | 2.708      | 2.68                                     | 3.052          | 110 × f <sup>0.69</sup> | 0.0045 × f <sup>-0.69</sup> | 5.750                        | 110 × f <sup>0.69</sup> | 0.0045 × f <sup>-0.69</sup> |
| -4.000              | 11.900     | 2.70                                     | 3.600          |                         |                             | 5.960                        |                         |                             |
| -15.900             | 14.600     | 2.80                                     | 4.170          |                         |                             | 6.810                        |                         |                             |
| -30.500             | ∞          | 3.20                                     | 4.320          |                         |                             | 7.640                        |                         |                             |

※1 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはLudwig *et al.*(1970)<sup>(41)</sup>、G.L.-4.000km以深はiasp91(Kennett *et al.*(1991)<sup>(42)</sup>)を踏まえて設定

※2 fは周波数(Hz)、G.L.-1.293km以深は佐藤ほか(1994)<sup>(42)</sup>を踏まえて設定

※3 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはYoshimura *et al.*(1982)<sup>(43)</sup>を踏まえて設定

第 5. 6. 1 表~第 5. 6. 3 表 (変更なし)

第 5. 6. 4 表 F1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震の断層パラメータ  
(基本震源モデル)

| 項目                               | 設定値                                 |              |              | 設定方法   |   |
|----------------------------------|-------------------------------------|--------------|--------------|--|---|
|                                  | 全体                                  | 北部           | 南部           |  |   |
| 断層上端長さ(km)<br>断層下端長さ(km)         | 57.7<br>54.2                        | 21.8<br>20.1 | 35.9<br>34.1 | 活断層調査結果による位置を基に設定  |   |
| 断層傾斜角(°)                         | 60(西傾斜)                             | 60(西傾斜)      | 60(西傾斜)      | 活断層調査結果に基づき設定  |   |
| 断層上端深さ(km)<br>断層下端深さ(km)         | 3<br>18                             | 3<br>18      | 3<br>18      | 微小地震の発生及び地下構造から設定  |   |
| 断層幅W(km)                         | 17.3                                | 17.3         | 17.3         | 地震発生層と断層傾斜角から設定  |   |
| 断層面積S(km <sup>2</sup> )          | 967.9                               | 362.4        | 605.5        | 断層面より算定  |   |
| 破壊伝播様式                           | 同心円状                                | 同心円状         | 同心円状         | —  |   |
| 地震モーメントM <sub>0</sub> (N・m)      | 5.21E+19                            | 1.65E+19     | 3.56E+19     | M <sub>0</sub> =S/(4.24×10 <sup>-11</sup> ) <sup>2</sup> /10 <sup>7</sup><br>全体の地震モーメントを断層面積の1.5乗<br>比で分配  |   |
| 剛性率(N/m <sup>2</sup> )           | 3.50E+10                            | 3.50E+10     | 3.50E+10     | $\mu = \rho \beta^2$ , $\rho = 2.7 \text{ g/cm}^3$ , $\beta = 3.6 \text{ km/s}$<br>( $\beta$ は敷地周辺を対象にした地震波速度<br>トモグラフィ, $\rho$ は地震調査研究推進本<br>部(2009a)の「全国1次地下構造モデル<br>(暫定版)」を参考に設定) |   |
| 平均すべり量D(cm)                      | 153.9                               | 130.1        | 168.1        | D=M <sub>0</sub> /( $\mu$ S)   |   |
| 平均応力降下量 $\Delta\sigma$ (MPa)     | 3.1                                 | 3.1          | 3.1          | Fujii and Matsu'ura(2000) <sup>(49)</sup> による  |   |
| 破壊伝播速度V <sub>r</sub> (km/s)      | 2.59                                | 2.59         | 2.59         | V <sub>r</sub> =0.72 $\beta$ (Geller(1976) <sup>(48)</sup> による)  |   |
| 短周期レベルA(N・m/s <sup>2</sup> )(参考) | 1.98E+19                            | —            | —            | A=2.46×10 <sup>10</sup> ×(M <sub>0</sub> ×10 <sup>7</sup> ) <sup>1/3</sup>   |   |
| ア<br>ス<br>ペ<br>リ<br>テ<br>ィ       | 面積S <sub>a</sub> (km <sup>2</sup> ) | 212.9        | 79.7         | 133.2  | S <sub>a</sub> =0.22S                                     |
|                                  | 平均すべり量D <sub>a</sub> (cm)           | 307.7        | 260.1        | 336.2  | D <sub>a</sub> =2D  |
|                                  | 地震モーメントM <sub>0a</sub> (N・m)        | 2.29E+19     | 7.26E+18     | 1.57E+19   | M <sub>0a</sub> = $\mu$ S <sub>a</sub> D <sub>a</sub>     |
|                                  | 応力降下量 $\Delta\sigma_a$ (MPa)        | 14.09        | 14.09        | 14.09  | $\Delta\sigma_a = \Delta\sigma \times S/S_a$              |
|                                  | 短周期レベルA(N・m/s <sup>2</sup> )(参考)    | 1.89E+19     | 1.16E+19     | 1.49E+19   | A=4 $\pi$ r <sub>s</sub> $\Delta\sigma_a\beta^2$          |
| 背<br>景<br>領<br>域                 | 面積S <sub>b</sub> (km <sup>2</sup> ) | 755.0        | 282.7        | 472.3  | S <sub>b</sub> =S-S <sub>a</sub>                          |
|                                  | 平均すべり量D <sub>b</sub> (cm)           | 110.5        | 93.4         | 120.7  | D <sub>b</sub> =M <sub>0b</sub> /( $\mu$ S <sub>b</sub> ) |
|                                  | 地震モーメントM <sub>0b</sub> (N・m)        | 2.92E+19     | 9.24E+18     | 1.99E+19   | M <sub>0b</sub> =M <sub>0</sub> -M <sub>0a</sub>          |
|                                  | 実効応力 $\Delta\sigma_b$ (MPa)         | 2.82         | 2.82         | 2.82   | $\Delta\sigma_b = 0.2\Delta\sigma_a$                      |

第 5. 6. 5 表～第 5. 6. 10 表 (省略)

第 5. 6. 4 表 F1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震の断層パラメータ  
(基本震源モデル)

| 項目                               | 設定値                                 |              |              | 設定方法   |   |
|----------------------------------|-------------------------------------|--------------|--------------|--|---|
|                                  | 全体                                  | 北部           | 南部           |  |   |
| 断層上端長さ(km)<br>断層下端長さ(km)         | 57.7<br>54.2                        | 21.8<br>20.1 | 35.9<br>34.1 | 活断層調査結果による位置を基に設定  |   |
| 断層傾斜角(°)                         | 60(西傾斜)                             | 60(西傾斜)      | 60(西傾斜)      | 活断層調査結果に基づき設定  |   |
| 断層上端深さ(km)<br>断層下端深さ(km)         | 3<br>18                             | 3<br>18      | 3<br>18      | 微小地震の発生及び地下構造から設定  |   |
| 断層幅W(km)                         | 17.3                                | 17.3         | 17.3         | 地震発生層と断層傾斜角から設定  |   |
| 断層面積S(km <sup>2</sup> )          | 967.9                               | 362.4        | 605.5        | 断層面より算定  |   |
| 破壊伝播様式                           | 同心円状                                | 同心円状         | 同心円状         | —  |   |
| 地震モーメントM <sub>0</sub> (N・m)      | 5.21E+19                            | 1.65E+19     | 3.56E+19     | M <sub>0</sub> =S/(4.24×10 <sup>-11</sup> ) <sup>2</sup> /10 <sup>7</sup><br>全体の地震モーメントを断層面積の1.5乗<br>比で分配  |   |
| 剛性率(N/m <sup>2</sup> )           | 3.50E+10                            | 3.50E+10     | 3.50E+10     | $\mu = \rho \beta^2$ , $\rho = 2.7 \text{ g/cm}^3$ , $\beta = 3.6 \text{ km/s}$<br>( $\beta$ は敷地周辺を対象にした地震波速度<br>トモグラフィ, $\rho$ は地震調査研究推進本<br>部(2009a)の「全国1次地下構造モデル<br>(暫定版)」を参考に設定) |   |
| 平均すべり量D(cm)                      | 153.9                               | 130.1        | 168.1        | D=M <sub>0</sub> /( $\mu$ S)   |   |
| 平均応力降下量 $\Delta\sigma$ (MPa)     | 3.1                                 | 3.1          | 3.1          | Fujii and Matsu'ura(2000) <sup>(49)</sup> による  |   |
| 破壊伝播速度V <sub>r</sub> (km/s)      | 2.59                                | 2.59         | 2.59         | V <sub>r</sub> =0.72 $\beta$ (Geller(1976) <sup>(48)</sup> による)  |   |
| 短周期レベルA(N・m/s <sup>2</sup> )(参考) | 1.98E+19                            | —            | —            | A=2.46×10 <sup>10</sup> ×(M <sub>0</sub> ×10 <sup>7</sup> ) <sup>1/3</sup>   |   |
| ア<br>ス<br>ペ<br>リ<br>テ<br>ィ       | 面積S <sub>a</sub> (km <sup>2</sup> ) | 212.9        | 79.7         | 133.2  | S <sub>a</sub> =0.22S                                     |
|                                  | 平均すべり量D <sub>a</sub> (cm)           | 307.7        | 260.1        | 336.2  | D <sub>a</sub> =2D  |
|                                  | 地震モーメントM <sub>0a</sub> (N・m)        | 2.29E+19     | 7.26E+18     | 1.57E+19   | M <sub>0a</sub> = $\mu$ S <sub>a</sub> D <sub>a</sub>     |
|                                  | 応力降下量 $\Delta\sigma_a$ (MPa)        | 14.09        | 14.09        | 14.09  | $\Delta\sigma_a = \Delta\sigma \times S/S_a$              |
|                                  | 短周期レベルA(N・m/s <sup>2</sup> )(参考)    | 1.89E+19     | 1.16E+19     | 1.49E+19   | A=4 $\pi$ r <sub>s</sub> $\Delta\sigma_a\beta^2$          |
| 背<br>景<br>領<br>域                 | 面積S <sub>b</sub> (km <sup>2</sup> ) | 755.0        | 282.7        | 472.3  | S <sub>b</sub> =S-S <sub>a</sub>                          |
|                                  | 平均すべり量D <sub>b</sub> (cm)           | 110.5        | 93.4         | 120.7  | D <sub>b</sub> =M <sub>0b</sub> /( $\mu$ S <sub>b</sub> ) |
|                                  | 地震モーメントM <sub>0b</sub> (N・m)        | 2.92E+19     | 9.24E+18     | 1.99E+19   | M <sub>0b</sub> =M <sub>0</sub> -M <sub>0a</sub>          |
|                                  | 実効応力 $\Delta\sigma_b$ (MPa)         | 2.82         | 2.82         | 2.82   | $\Delta\sigma_b = 0.2\Delta\sigma_a$                      |

第 5. 6. 5 表～第 5. 6. 10 表 (変更なし)

第 5. 6. 11 表 各距離減衰式の概要

| 距離減衰式                                | データベース<br>対象地域 | 地震タイプ                | 主なパラメータ                                    | Mwの範囲  | 距離の範囲     | 地盤条件・種別   |
|--------------------------------------|----------------|----------------------|--|--|-----------|---|
| Kanno <i>et al.</i> (2006) (46)      | 主に国内           | 内陸<br>プレート間<br>プレート内 | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ、Vs30 <sup>*1</sup>     | 5.5~8.2  | 1~500km   | 100<Vs30<1400m/s                                  |
| Zhao <i>et al.</i> (2006) (47)       |                |                      | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ                        | 5.0~8.3  | 0.3~300km | Soft Soil ~ Hard<br>Rock(Hard Rock<br>Vs=2000m/s) |
| 内山・翠川ほか<br>(2006) (48)               | 日本周辺           |                      | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ                        | 5.5~8.3  | 300km以内   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤750m/s                    |
| 片岡ほか<br>(2006)                       | 国内             | 内陸<br>海溝性            | Mw, 断層最短距離、<br>短周期レベル                      | 陸: 4.9~6.9<br>海: 5.2~8.2                       | 250km以内   | I 種、II 種、III 種地盤<br>及び工学的基盤                       |
| Abrahamson <i>et al.</i> (2014) (49) | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.0~8.5  | 0~300km   | 180≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1000m/s                   |
| Boore <i>et al.</i> (2014) (50)      | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層面の地表投影面<br>への最短距離、Vs30 <sup>*1</sup> | 3.0~8.5(横ずれ、逆断層)<br>3.0~7.0(正断層)               | 0~400km   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Campbell <i>et al.</i> (2014) (51)   | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.3~8.5(横ずれ断層)<br>3.3~8.0(逆断層)<br>3.3~7.5(正断層) | 0~300km   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Chiou <i>et al.</i> (2014) (52)      | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.5~8.5(横ずれ断層)<br>3.5~8.0(逆、正断層)               | 0~300km   | 180≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Idriss (2014) (53)                   | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup>          | 5≤Mw   | ≤150km    | 450≤Vs30 <sup>*1</sup>                            |

※1 Vs30: 表層地盤(地表からおよそ30mの深さまで)の平均S波速度

第 5. 6. 11 表 各距離減衰式の概要

| 距離減衰式                                | データベース<br>対象地域 | 地震タイプ                | 主なパラメータ                                    | Mwの範囲  | 距離の範囲     | 地盤条件・種別   |
|--------------------------------------|----------------|----------------------|--|--|-----------|---|
| Kanno <i>et al.</i> (2006) (42)      | 主に国内           | 内陸<br>プレート間<br>プレート内 | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ、Vs30 <sup>*1</sup>     | 5.5~8.2  | 1~500km   | 100<Vs30<1400m/s                                  |
| Zhao <i>et al.</i> (2006) (48)       |                |                      | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ                        | 5.0~8.3  | 0.3~300km | Soft Soil ~ Hard<br>Rock(Hard Rock<br>Vs=2000m/s) |
| 内山・翠川ほか<br>(2006) (49)               | 日本周辺           |                      | Mw, 断層最短距離、<br>震源深さ                        | 5.5~8.3  | 300km以内   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤750m/s                    |
| 片岡ほか<br>(2006)                       | 国内             | 内陸<br>海溝性            | Mw, 断層最短距離、<br>短周期レベル                      | 陸: 4.9~6.9<br>海: 5.2~8.2                       | 250km以内   | I 種、II 種、III 種地盤<br>及び工学的基盤                       |
| Abrahamson <i>et al.</i> (2014) (50) | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.0~8.5  | 0~300km   | 180≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1000m/s                   |
| Boore <i>et al.</i> (2014) (51)      | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層面の地表投影面<br>への最短距離、Vs30 <sup>*1</sup> | 3.0~8.5(横ずれ、逆断層)<br>3.0~7.0(正断層)               | 0~400km   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Campbell <i>et al.</i> (2014) (52)   | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.3~8.5(横ずれ断層)<br>3.3~8.0(逆断層)<br>3.3~7.5(正断層) | 0~300km   | 150≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Chiou <i>et al.</i> (2014) (53)      | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup> 、断層上端深さ  | 3.5~8.5(横ずれ断層)<br>3.5~8.0(逆、正断層)               | 0~300km   | 180≤Vs30 <sup>*1</sup> ≤1500m/s                   |
| Idriss (2014) (54)                   | 国内外            | 内陸                   | Mw, 断層最短距離、<br>Vs30 <sup>*1</sup>          | 5≤Mw   | ≤150km    | 450≤Vs30 <sup>*1</sup>                            |

※1 Vs30: 表層地盤(地表からおよそ30mの深さまで)の平均S波速度

変更前 (2021.12.2付補正)

第 5.6.12 表 2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ  
(基本震源モデル)

| 項目           |                           | 設定値                            | 設定方法  |
|--------------|---------------------------|--------------------------------|---|
| 走向           | $\theta(^{\circ})$        | 200                            | F-net   |
| 傾斜角1(東側)     | $\delta_1(^{\circ})$      | 12                             | 壇ほか(2005) <sup>(54)</sup>   |
| 傾斜角2(西側)     | $\delta_2(^{\circ})$      | 21                             | 壇ほか(2005)   |
| すべり角         | $\lambda(^{\circ})$       | 88                             | F-net   |
| 長さ           | L(km)                     | 500                            | 断層面積に基づき算定  |
| 幅            | W(km)                     | 200                            | 断層面積に基づき算定  |
| 基準点北緯        | $N(^{\circ})$             | 38.1035                        | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 基準点東経        | $E(^{\circ})$             | 142.8610                       | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 基準点深さ        | H(km)                     | 23.7                           | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 上端深さ         | $h_u$ (km)                | 12.3                           | $h_u = H - w_1 \sin \delta_1$ , $w_1 = 55$ km   |
| 下端深さ         | $h_d$ (km)                | 68.9                           | $h_d = H + (100 - w_1) \sin \delta_1 + 100 \sin \delta_2$   |
| 断層面積         | S(km <sup>2</sup> )       | 100000                         | $\log S = M - 4.0$ , 佐藤(1989) <sup>(55)</sup>   |
| 平均応力降下量      | $\Delta \sigma$ (MPa)     | 3.08                           | $M_0 = 16/7 \times (S/\pi)^{3/2} \Delta \sigma$   |
| 地震モーメント      | $M_0$ (N・m)               | 4.00E+22                       | $\log M_0 = 1.5M_w + 9.1$ , Hanks and Kanamori (1979) <sup>(56)</sup>   |
| モーメントマグニチュード | $M_w$                     | 9.0                            | 2011年東北地方太平洋沖地震   |
| 平均すべり量       | D(cm)                     | 854.3                          | $D = M_0 / (\mu S)$   |
| 剛性率          | $\mu$ (N/m <sup>2</sup> ) | 4.68E+10                       | $\mu = \rho V_s^2$ , $\rho = 3.08$ g/cm <sup>3</sup><br>地震調査研究推進本部<br>(2002) <sup>(52)</sup> , (2005) <sup>(53)</sup> |
| せん断波速度       | $V_s$ (km/s)              | 3.9                            | 地震調査研究推進本部<br>(2002), (2005)  |
| 破壊伝播速度       | $V_r$ (km/s)              | 3.0                            | 地震調査研究推進本部<br>(2002), (2005)  |
| SMGA全体       | 面積                        | $S_g$ (km <sup>2</sup> )       | 12500<br>$S_g = cS$ , $c = 0.125$   |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0g}$ (N・m)                 | 1.00E+22<br>$M_{0g} = \mu D_g S_g$  |
|              | すべり量                      | $D_g$ (cm)                     | 1708.6<br>$D_g = 2 \times D$  |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_g$ (MPa)        | 24.6<br>$\Delta \sigma_g = S/S_g \times \Delta \sigma$  |
|              | 短周期レベル                    | $A_g$ (N・m/s <sup>2</sup> )    | 2.97E+20<br>$A_g = (\sum A_{g1}^2)^{1/2} = 5^{1/2} A_{g1}$  |
| 各SMGA        | 面積                        | $S_{g1}$ (km <sup>2</sup> )    | 2500<br>$S_{g1} = S_g / 5$  |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0g1}$ (N・m)                | 2.00E+21<br>$M_{0g1} = M_{0g} S_{g1}^{1.5} / \sum S_{g1}^{1.5} = M_{0g} / 5$  |
|              | すべり量                      | $D_{g1}$ (cm)                  | 1708.6<br>$D_{g1} = M_{0g1} / (\mu S_{g1})$   |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_{g1}$ (MPa)     | 24.6<br>$\Delta \sigma_{g1} = \Delta \sigma_g$  |
|              | 短周期レベル                    | $A_{g1}$ (N・m/s <sup>2</sup> ) | 1.33E+20<br>$A_{g1} = 4\pi r_1 \Delta \sigma_{g1} V_s^2$ , $r_1 = (S_{g1}/\pi)^{1/2}$                                 |
|              | ライズタイム                    | $\tau_{g1}$ (s)                | 8.33<br>$\tau_{g1} = 0.5W_g/V_r$ , $W_g$ : SMGA幅  |
| 背景領域         | 面積                        | $S_b$ (km <sup>2</sup> )       | 87500<br>$S_b = S - S_g$  |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0b}$ (N・m)                 | 3.00E+22<br>$M_{0b} = M_0 - M_{0g}$   |
|              | すべり量                      | $D_b$ (cm)                     | 732.2<br>$D_b = M_{0b} / \mu S_b$   |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_b$ (MPa)        | 4.9<br>$\Delta \sigma_b = 0.2 \Delta \sigma_g$  |
|              | ライズタイム                    | $\tau_b$ (s)                   | 33.33<br>$\tau_b = 0.5W/V_r$ , W: 断層幅   |
| Q値           | Q                         | 110f <sup>0.69</sup>           | 佐藤ほか(1994)  |

第 5.6.13 表～第 5.6.15 表 (省略)

変更後

第 5.6.12 表 2011 年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ  
(基本震源モデル)

| 項目           |                           | 設定値                            | 設定方法  |
|--------------|---------------------------|--------------------------------|---|
| 走向           | $\theta(^{\circ})$        | 200                            | F-net   |
| 傾斜角1(東側)     | $\delta_1(^{\circ})$      | 12                             | 壇ほか(2005) <sup>(55)</sup>   |
| 傾斜角2(西側)     | $\delta_2(^{\circ})$      | 21                             | 壇ほか(2005)   |
| すべり角         | $\lambda(^{\circ})$       | 88                             | F-net   |
| 長さ           | L(km)                     | 500                            | 断層面積に基づき算定  |
| 幅            | W(km)                     | 200                            | 断層面積に基づき算定  |
| 基準点北緯        | $N(^{\circ})$             | 38.1035                        | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 基準点東経        | $E(^{\circ})$             | 142.8610                       | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 基準点深さ        | H(km)                     | 23.7                           | 本震の震源位置(気象庁)  |
| 上端深さ         | $h_u$ (km)                | 12.3                           | $h_u = H - w_1 \sin \delta_1$ , $w_1 = 55$ km   |
| 下端深さ         | $h_d$ (km)                | 68.9                           | $h_d = H + (100 - w_1) \sin \delta_1 + 100 \sin \delta_2$   |
| 断層面積         | S(km <sup>2</sup> )       | 100000                         | $\log S = M - 4.0$ , 佐藤(1989) <sup>(56)</sup>   |
| 平均応力降下量      | $\Delta \sigma$ (MPa)     | 3.08                           | $M_0 = 16/7 \times (S/\pi)^{3/2} \Delta \sigma$   |
| 地震モーメント      | $M_0$ (N・m)               | 4.00E+22                       | $\log M_0 = 1.5M_w + 9.1$ , Hanks and Kanamori (1979) <sup>(57)</sup>   |
| モーメントマグニチュード | $M_w$                     | 9.0                            | 2011年東北地方太平洋沖地震   |
| 平均すべり量       | D(cm)                     | 854.3                          | $D = M_0 / (\mu S)$   |
| 剛性率          | $\mu$ (N/m <sup>2</sup> ) | 4.68E+10                       | $\mu = \rho V_s^2$ , $\rho = 3.08$ g/cm <sup>3</sup><br>地震調査研究推進本部<br>(2002) <sup>(58)</sup> , (2005) <sup>(59)</sup> |
| せん断波速度       | $V_s$ (km/s)              | 3.9                            | 地震調査研究推進本部<br>(2002), (2005)  |
| 破壊伝播速度       | $V_r$ (km/s)              | 3.0                            | 地震調査研究推進本部<br>(2002), (2005)  |
| SMGA全体       | 面積                        | $S_g$ (km <sup>2</sup> )       | 12500<br>$S_g = cS$ , $c = 0.125$   |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0g}$ (N・m)                 | 1.00E+22<br>$M_{0g} = \mu D_g S_g$  |
|              | すべり量                      | $D_g$ (cm)                     | 1708.6<br>$D_g = 2 \times D$  |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_g$ (MPa)        | 24.6<br>$\Delta \sigma_g = S/S_g \times \Delta \sigma$  |
|              | 短周期レベル                    | $A_g$ (N・m/s <sup>2</sup> )    | 2.97E+20<br>$A_g = (\sum A_{g1}^2)^{1/2} = 5^{1/2} A_{g1}$  |
| 各SMGA        | 面積                        | $S_{g1}$ (km <sup>2</sup> )    | 2500<br>$S_{g1} = S_g / 5$  |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0g1}$ (N・m)                | 2.00E+21<br>$M_{0g1} = M_{0g} S_{g1}^{1.5} / \sum S_{g1}^{1.5} = M_{0g} / 5$  |
|              | すべり量                      | $D_{g1}$ (cm)                  | 1708.6<br>$D_{g1} = M_{0g1} / (\mu S_{g1})$   |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_{g1}$ (MPa)     | 24.6<br>$\Delta \sigma_{g1} = \Delta \sigma_g$  |
|              | 短周期レベル                    | $A_{g1}$ (N・m/s <sup>2</sup> ) | 1.33E+20<br>$A_{g1} = 4\pi r_1 \Delta \sigma_{g1} V_s^2$ , $r_1 = (S_{g1}/\pi)^{1/2}$                                 |
|              | ライズタイム                    | $\tau_{g1}$ (s)                | 8.33<br>$\tau_{g1} = 0.5W_g/V_r$ , $W_g$ : SMGA幅  |
| 背景領域         | 面積                        | $S_b$ (km <sup>2</sup> )       | 87500<br>$S_b = S - S_g$  |
|              | 地震モーメント                   | $M_{0b}$ (N・m)                 | 3.00E+22<br>$M_{0b} = M_0 - M_{0g}$   |
|              | すべり量                      | $D_b$ (cm)                     | 732.2<br>$D_b = M_{0b} / \mu S_b$   |
|              | 応力降下量                     | $\Delta \sigma_b$ (MPa)        | 4.9<br>$\Delta \sigma_b = 0.2 \Delta \sigma_g$  |
|              | ライズタイム                    | $\tau_b$ (s)                   | 33.33<br>$\tau_b = 0.5W/V_r$ , W: 断層幅   |
| Q値           | Q                         | 110f <sup>0.69</sup>           | 佐藤ほか(1994)  |

第 5.6.13 表～第 5.6.15 表 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 5. 6. 16 表 茨城県南部の地震の断層パラメータ (基本震源モデル)

第 5. 6. 16 表 茨城県南部の地震の断層パラメータ (基本震源モデル)

| 項目             |                             | 設定値                    | 設定方法                                       |                                       |
|----------------|-----------------------------|------------------------|--|---------------------------------------|
| 基準点<br>(断層北西端) | N(°)                        | 36.242                 | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の地震を想定する領域の北端      |                                       |
|                | E(°)                        | 140.11                 |  |                                       |
| 上端深さ           | h(km)                       | 36~52                  | フィリピン海プレートの上面位置                            |                                       |
| 気象庁マグニチュード'    | Mj                          | 7.3                    | Mj=Mw                                      |                                       |
| モーメントマグニチュード'  | Mw                          | 7.3                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 地震モーメント        | M0(N・m)                     | 1.12E+20               | logM0=1.5Mw+9.1, Hanks and Kanamori (1979) |                                       |
| 走向             | $\theta$ (°)                | 140.7                  | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の地震を想定する領域         |                                       |
| 傾斜角            | $\delta$ (°)                | 90                     | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| ずれの種類          | -                           | 右横ずれ                   | 長谷川ほか(2013)                                |                                       |
| すべり角           | $\lambda$ (°)               | 180                    | 長谷川ほか(2013)                                |                                       |
| 平均応力降下量        | $\Delta\sigma$ (MPa)        | 10.3                   | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 断層面積           | S(km <sup>2</sup> )         | 900                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 長さ             | L(km)                       | 45                     | L=S/W                                      |                                       |
| 幅              | W(km)                       | 20                     | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレートの厚さ                 |                                       |
| 密度             | $\rho$ (g/cm <sup>3</sup> ) | 2.875                  | $\mu = \rho V_s^2$                         |                                       |
| せん断波速度         | Vs(km/s)                    | 4.0                    | 佐藤(2003) <sup>(59)</sup>                   |                                       |
| 剛性率            | $\mu$ (N/m <sup>2</sup> )   | 4.6E+10                | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 平均すべり量         | D(m)                        | 2.55                   | D=M0/( $\mu$ S)                            |                                       |
| 破壊伝播速度         | Vr(km/s)                    | 2.9                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 高周波遮断係数        | fmax(Hz)                    | 13.5                   | 地震調査研究推進本部の海溝型地震                           |                                       |
| アスぺリティ         | 面積                          | Sa(km <sup>2</sup> )   | 150  |                                       |
|                | すべり量                        | Ds(m)                  | 5.1  |                                       |
|                | 地震モーメント                     | M0a(N・m)               | 3.52E+19                                   | M0a = $\mu$ Ds Sa                     |
|                | 応力降下量                       | $\Delta\sigma_a$ (MPa) | 62   | 中央防災会議(2013)                          |
| 短周期レベル<br>(参考) | A(N・m/s <sup>2</sup> )      | 8.61E+19               | Aa = $4\pi r_s \Delta\sigma_a V_s^2$       |                                       |
| 背景領域           | 面積                          | Sb(km <sup>2</sup> )   | 750  |                                       |
|                | すべり量                        | Db(m)                  | 2.23                                       | Db = M0b / ( $\mu$ Sb)                |
|                | 地震モーメント                     | M0b(N・m)               | 7.7E+19                                    | M0b = M0 - M0a                        |
|                | 実効応力                        | $\Delta\sigma_b$ (MPa) | 12.4                                       | $\Delta\sigma_b = 0.2 \Delta\sigma_a$ |
| Q値             | Q                           | 110f <sup>0.69</sup>   | 佐藤ほか(1994)                                 |                                       |

| 項目             |                             | 設定値                    | 設定方法                                       |                                       |
|----------------|-----------------------------|------------------------|--|---------------------------------------|
| 基準点<br>(断層北西端) | N(°)                        | 36.242                 | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の地震を想定する領域の北端      |                                       |
|                | E(°)                        | 140.11                 |  |                                       |
| 上端深さ           | h(km)                       | 36~52                  | フィリピン海プレートの上面位置                            |                                       |
| 気象庁マグニチュード'    | Mj                          | 7.3                    | Mj=Mw                                      |                                       |
| モーメントマグニチュード'  | Mw                          | 7.3                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 地震モーメント        | M0(N・m)                     | 1.12E+20               | logM0=1.5Mw+9.1, Hanks and Kanamori (1979) |                                       |
| 走向             | $\theta$ (°)                | 140.7                  | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の地震を想定する領域         |                                       |
| 傾斜角            | $\delta$ (°)                | 90                     | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| ずれの種類          | -                           | 右横ずれ                   | 長谷川ほか(2013)                                |                                       |
| すべり角           | $\lambda$ (°)               | 180                    | 長谷川ほか(2013)                                |                                       |
| 平均応力降下量        | $\Delta\sigma$ (MPa)        | 10.3                   | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 断層面積           | S(km <sup>2</sup> )         | 900                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 長さ             | L(km)                       | 45                     | L=S/W                                      |                                       |
| 幅              | W(km)                       | 20                     | 中央防災会議(2013)のフィリピン海プレートの厚さ                 |                                       |
| 密度             | $\rho$ (g/cm <sup>3</sup> ) | 2.875                  | $\mu = \rho V_s^2$                         |                                       |
| せん断波速度         | Vs(km/s)                    | 4.0                    | 佐藤(2003) <sup>(60)</sup>                   |                                       |
| 剛性率            | $\mu$ (N/m <sup>2</sup> )   | 4.6E+10                | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 平均すべり量         | D(m)                        | 2.55                   | D=M0/( $\mu$ S)                            |                                       |
| 破壊伝播速度         | Vr(km/s)                    | 2.9                    | 中央防災会議(2013)                               |                                       |
| 高周波遮断係数        | fmax(Hz)                    | 13.5                   | 地震調査研究推進本部の海溝型地震                           |                                       |
| アスぺリティ         | 面積                          | Sa(km <sup>2</sup> )   | 150  |                                       |
|                | すべり量                        | Ds(m)                  | 5.1  |                                       |
|                | 地震モーメント                     | M0a(N・m)               | 3.52E+19                                   | M0a = $\mu$ Ds Sa                     |
|                | 応力降下量                       | $\Delta\sigma_a$ (MPa) | 62   | 中央防災会議(2013)                          |
| 短周期レベル<br>(参考) | A(N・m/s <sup>2</sup> )      | 8.61E+19               | Aa = $4\pi r_s \Delta\sigma_a V_s^2$       |                                       |
| 背景領域           | 面積                          | Sb(km <sup>2</sup> )   | 750  |                                       |
|                | すべり量                        | Db(m)                  | 2.23                                       | Db = M0b / ( $\mu$ Sb)                |
|                | 地震モーメント                     | M0b(N・m)               | 7.7E+19                                    | M0b = M0 - M0a                        |
|                | 実効応力                        | $\Delta\sigma_b$ (MPa) | 12.4                                       | $\Delta\sigma_b = 0.2 \Delta\sigma_a$ |
| Q値             | Q                           | 110f <sup>0.69</sup>   | 佐藤ほか(1994)                                 |                                       |

第 5. 6. 17 表~第 5. 6. 19 表 (省略)

第 5. 6. 17 表~第 5. 6. 19 表 (変更なし)

第 5.6.20 表 2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域と敷地近傍の比較

| 項目     | 比較結果 | 2008年岩手・宮城内陸地震の震源域  | 敷地近傍   |
|--------|------|---|--|
| 地質     | △    | ・ 震源域近傍には、主に中新統から鮮新統の堆積岩・火山岩等、第四系の火山岩類が分布する。  | ・ 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布する。  |
| 地質構造   | ×    | ・ 震源域近傍には、中新世以降に形成された褶曲構造が認められる。<br>・ カルデラが密集することから、地質構造が複雑である。   | ・ 敷地近傍に広く分布する鮮新統～下部更新統(久米層)及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布している。<br>・ 敷地近傍にカルデラは分布しない。   |
| 変動地形等  | ×    | ・ 下記の観点より、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。<br>- 震源域は山間部に位置し、近傍に河成段丘が一部分布するのみであり、指標となる地形が少ない。<br>- 大規模地すべりを含めた地すべりが密集している。<br>・ 田力ほか(2009) <sup>(60)</sup> によると、爪木立付近には短いながら明瞭な断層変位地形があり、低位段丘礫層堆積期以降に複数回、比較的活発な活動を繰り返していることが明らかとなった。 | ・ 下記の観点より、敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。<br>- 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。<br>- 地すべりが認められない。<br>- 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。<br>・ 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。 |
| 火山     | ×    | ・ 火山フロントに近接する。  | ・ 火山フロントの遠方に位置する。  |
| 地震地体構造 | ×    | ・ 東北日本弧内帯 (8C)<br>(垣見ほか(2003))  | ・ 東北日本弧外帯 (8B)<br>(垣見ほか(2003))   |
| 応力場    | ×    | ・ 防災科学技術研究所(2013) <sup>(61)</sup> において、ひずみ集中帯と指摘されている。<br>・ 東西圧縮の逆断層型が卓越  | ・ ひずみ集中帯と指摘している文献はない。<br>・ 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越   |

【凡例】 ○：類似性あり、△：類似性低い～一部あり、×：類似性なし

第 5.6.20 表 2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域と敷地近傍の比較

| 項目     | 比較結果 | 2008年岩手・宮城内陸地震の震源域  | 敷地近傍   |
|--------|------|---|--|
| 地質     | △    | ・ 震源域近傍には、主に中新統から鮮新統の堆積岩・火山岩等、第四系の火山岩類が分布する。  | ・ 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布する。  |
| 地質構造   | ×    | ・ 震源域近傍には、中新世以降に形成された褶曲構造が認められる。<br>・ カルデラが密集することから、地質構造が複雑である。   | ・ 敷地近傍に広く分布する鮮新統～下部更新統(久米層)及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布している。<br>・ 敷地近傍にカルデラは分布しない。   |
| 変動地形等  | ×    | ・ 下記の観点より、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。<br>- 震源域は山間部に位置し、近傍に河成段丘が一部分布するのみであり、指標となる地形が少ない。<br>- 大規模地すべりを含めた地すべりが密集している。<br>・ 田力ほか(2009) <sup>(61)</sup> によると、爪木立付近には短いながら明瞭な断層変位地形があり、低位段丘礫層堆積期以降に複数回、比較的活発な活動を繰り返していることが明らかとなった。 | ・ 下記の観点より、敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。<br>- 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。<br>- 地すべりが認められない。<br>- 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。<br>・ 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。 |
| 火山     | ×    | ・ 火山フロントに近接する。  | ・ 火山フロントの遠方に位置する。  |
| 地震地体構造 | ×    | ・ 東北日本弧内帯 (8C)<br>(垣見ほか(2003))  | ・ 東北日本弧外帯 (8B)<br>(垣見ほか(2003))   |
| 応力場    | ×    | ・ 防災科学技術研究所(2013) <sup>(62)</sup> において、ひずみ集中帯と指摘されている。<br>・ 東西圧縮の逆断層型が卓越  | ・ ひずみ集中帯と指摘している文献はない。<br>・ 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越   |

【凡例】 ○：類似性あり、△：類似性低い～一部あり、×：類似性なし

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 5. 6. 21 表 2000 年鳥取県西部地震の震源域と敷地近傍の比較

| 項目     | 比較結果 | 2000年鳥取県西部地震の震源域   | 敷地近傍   |
|--------|------|--|--|
| 地質     | ×    | ・ 震源域近傍には、主に白亜系～古第三系の花崗岩及び中新統の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。   | ・ 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布する。  |
| 地質構造   | ×    | ・ 第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。   | ・ 敷地近傍に広く分布する鮮新統～下部更新統(久米層)及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布している。   |
| 変動地形等  | ×    | ・ 下記の観点より、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。<br>- 岡田(2002) <sup>(62)</sup> によると、震源域近傍の活断層の特徴として、第四紀中期以降に新たな断層面を形成して断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。<br>・ 震源域に震源断層の方向とほぼ一致する短く断続するリニアメント群が判読されるときともにリニアメント沿いで水平に近い条線をもつ断層露頭が多く確認され、これらの断層は横ずれ断層に伴うフラワー構造を呈して地下では1本の断層に収斂すると推測されている。 | ・ 下記の観点より、敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。<br>- 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。<br>- 地すべりが認められない。<br>- 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。<br>・ 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。 |
| 火山     | ×    | ・ 火山フロントに近接する。   | ・ 火山フロントの遠方に位置する。  |
| 地震地体構造 | ×    | ・ 中国山地・瀬戸内海 (10C5) (垣見ほか(2003))  | ・ 東北日本弧外帯 (8B) (垣見ほか(2003))  |
| 応力場    | ×    | ・ 西村(2014) <sup>(63)</sup> において、ひずみ集中帯と指摘されている。<br>・ 東西圧縮の横ずれ断層型が卓越  | ・ ひずみ集中帯と指摘している文献はない。<br>・ 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越   |

【凡例】 ○：類似性あり、△：類似性低い～一部あり、×：類似性なし

変更後

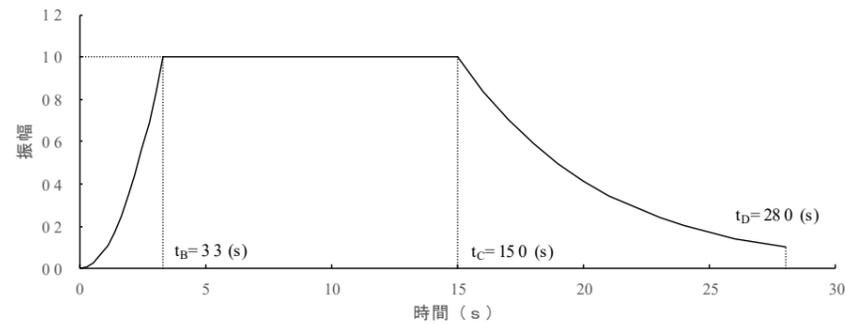
第 5. 6. 21 表 2000 年鳥取県西部地震の震源域と敷地近傍の比較

| 項目     | 比較結果 | 2000年鳥取県西部地震の震源域   | 敷地近傍   |
|--------|------|--|--|
| 地質     | ×    | ・ 震源域近傍には、主に白亜系～古第三系の花崗岩及び中新統の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。   | ・ 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布する。  |
| 地質構造   | ×    | ・ 第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。   | ・ 敷地近傍に広く分布する鮮新統～下部更新統(久米層)及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布している。   |
| 変動地形等  | ×    | ・ 下記の観点より、震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。<br>- 岡田(2002) <sup>(63)</sup> によると、震源域近傍の活断層の特徴として、第四紀中期以降に新たな断層面を形成して断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。<br>・ 震源域に震源断層の方向とほぼ一致する短く断続するリニアメント群が判読されるときともにリニアメント沿いで水平に近い条線をもつ断層露頭が多く確認され、これらの断層は横ずれ断層に伴うフラワー構造を呈して地下では1本の断層に収斂すると推測されている。 | ・ 下記の観点より、敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。<br>- 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。<br>- 地すべりが認められない。<br>- 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。<br>・ 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。 |
| 火山     | ×    | ・ 火山フロントに近接する。   | ・ 火山フロントの遠方に位置する。  |
| 地震地体構造 | ×    | ・ 中国山地・瀬戸内海 (10C5) (垣見ほか(2003))  | ・ 東北日本弧外帯 (8B) (垣見ほか(2003))  |
| 応力場    | ×    | ・ 西村(2014) <sup>(64)</sup> において、ひずみ集中帯と指摘されている。<br>・ 東西圧縮の横ずれ断層型が卓越  | ・ ひずみ集中帯と指摘している文献はない。<br>・ 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越   |

【凡例】 ○：類似性あり、△：類似性低い～一部あり、×：類似性なし

第 5. 6. 22 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の  
振幅包絡線の経時的変化

| 種別   | 継続時間<br>(s) | 振幅包絡線の経時的変化 (s) |       |       |
|------|-------------|-----------------|-------|-------|
|      |             | $t_B$           | $t_C$ | $t_D$ |
| 水平成分 | 28.0        | 3.3             | 15.0  | 28.0  |
| 鉛直成分 | 28.0        | 3.3             | 15.0  | 28.0  |



M=6.9、 $X_{eq}=10\text{km}$ として評価

$$t_B = 10^{0.5M-2.93}$$

$$t_C - t_B = 10^{0.3M-1.0}$$

$$t_D - t_C = 10^{0.17M+0.54\log X_{eq}-0.6}$$

$$E(t) = \begin{cases} (t/t_B)^2 & 0 \leq t \leq t_B \\ 1 & t_B \leq t \leq t_C \\ \exp[(\ln 0.1)(t-t_C)/(t_D-t_C)] & t_C \leq t \leq t_D \end{cases}$$

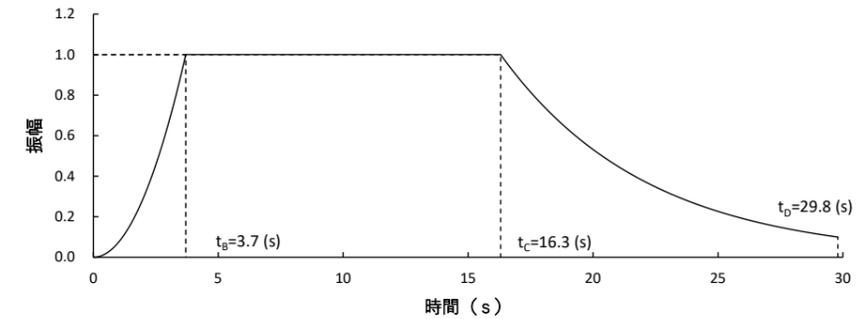
第 5. 6. 23 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

| 標準応答<br>スペクトル | 作成条件         | 作成結果                             |              |                   |        |
|---------------|--------------|----------------------------------|--------------|-------------------|--------|
|               | 応答<br>スペクトル  | 最大<br>加速度<br>( $\text{cm/s}^2$ ) | 継続<br>時間等    | 応答スペクト<br>ル比 R(T) | SI 比   |
| 水平成分          | 第 5. 6. 29 図 | 600                              | 第 5. 6. 30 図 | 第 5. 6. 31 図      | 1.0 以上 |
| 鉛直成分          | 第 5. 6. 29 図 | 400                              | 第 5. 6. 30 図 | 第 5. 6. 31 図      | 1.0 以上 |

第 5. 6. 24 表～第 5. 6. 25 表 (省略)

第 5. 6. 22 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の  
振幅包絡線の経時的変化

| 種別   | 継続時間<br>(s) | 振幅包絡線の経時的変化 (s) |       |       |
|------|-------------|-----------------|-------|-------|
|      |             | $t_B$           | $t_C$ | $t_D$ |
| 水平成分 | 29.8        | 3.7             | 16.3  | 29.8  |
| 鉛直成分 | 29.8        | 3.7             | 16.3  | 29.8  |



M=7.0、 $X_{eq}=10\text{km}$ として評価

$$t_B = 10^{0.5M-2.93}$$

$$t_C - t_B = 10^{0.3M-1.0}$$

$$t_D - t_C = 10^{0.17M+0.54\log X_{eq}-0.6}$$

$$E(t) = \begin{cases} (t/t_B)^2 & 0 \leq t \leq t_B \\ 1 & t_B \leq t \leq t_C \\ \exp[(\ln 0.1)(t-t_C)/(t_D-t_C)] & t_C \leq t \leq t_D \end{cases}$$

第 5. 6. 23 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

| 位相            | 標準応答<br>スペクトル | 作成条件         | 作成結果                             |                 |                   |        |
|---------------|---------------|--------------|----------------------------------|-----------------|-------------------|--------|
|               |               | 応答<br>スペクトル  | 最大<br>加速度<br>( $\text{cm/s}^2$ ) | 継続<br>時間等       | 応答スペクト<br>ル比 R(T) | SI 比   |
| 乱数位相<br>による検討 | 水平成分          | 第 5. 6. 28 図 | 600                              | 第 5. 6. 30 図(1) | 第 5. 6. 31 図(1)   | 1.0 以上 |
|               | 鉛直成分          | 第 5. 6. 28 図 | 400                              | 第 5. 6. 30 図(1) | 第 5. 6. 31 図(1)   | 1.0 以上 |
| 実位相<br>による検討  | 水平成分          | 第 5. 6. 28 図 | 524                              | 第 5. 6. 30 図(2) | 第 5. 6. 31 図(2)   | 1.0 以上 |
|               | 鉛直成分          | 第 5. 6. 28 図 | 350                              | 第 5. 6. 30 図(2) | 第 5. 6. 31 図(2)   | 1.0 以上 |

第 5. 6. 24 表～第 5. 6. 25 表 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 5. 6. 26 表 設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

| 種別                | 作成条件                | 作成結果                          |              |              |         |
|-------------------|---------------------|-------------------------------|--------------|--------------|---------|
|                   | 応答スペクトル             | 最大加速度<br>(cm/s <sup>2</sup> ) | 継続時間等        | 応答スペクトル比     | SI 比    |
| Ss-D <sub>H</sub> | 第 5. 6. 33 図<br>(1) | 700                           | 第 5. 6. 39 図 | 第 5. 6. 38 図 | 1. 0 以上 |
| Ss-D <sub>V</sub> | 第 5. 6. 33 図<br>(2) | 500                           | 第 5. 6. 39 図 | 第 5. 6. 38 図 | 1. 0 以上 |

変更後

第 5. 6. 26 表 設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

| 種別                | 作成条件                | 作成結果                          |              |              |         |
|-------------------|---------------------|-------------------------------|--------------|--------------|---------|
|                   | 応答スペクトル             | 最大加速度<br>(cm/s <sup>2</sup> ) | 継続時間等        | 応答スペクトル比     | SI 比    |
| Ss-D <sub>H</sub> | 第 5. 6. 35 図<br>(1) | 700                           | 第 5. 6. 41 図 | 第 5. 6. 40 図 | 1. 0 以上 |
| Ss-D <sub>V</sub> | 第 5. 6. 35 図<br>(2) | 500                           | 第 5. 6. 41 図 | 第 5. 6. 40 図 | 1. 0 以上 |

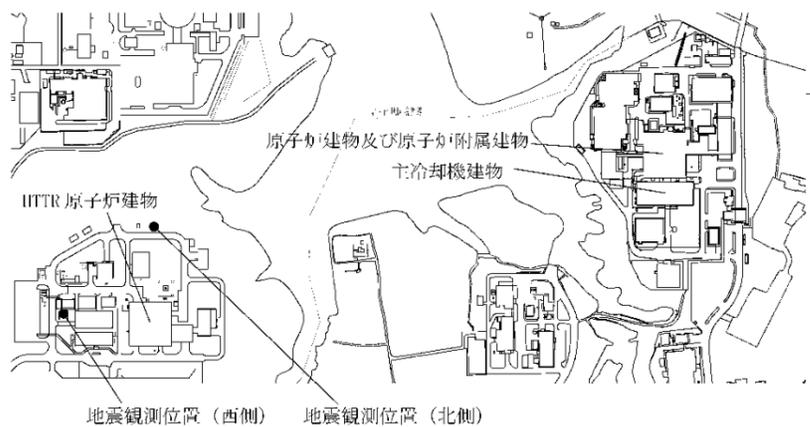
第 5. 6. 27 表 基準地震動 Ss の最大加速度

| 基準地震動 |   | 最大加速度 (cm/s <sup>2</sup> ) |      |      |
|-------|---|----------------------------|------|------|
|       |   | NS成分                       | EW成分 | UD成分 |
| Ss-D  | 応答スペクトル手法による基準地震動                           | 700                        |      | 500  |
| Ss-1  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)      | 973                        | 711  | 474  |
| Ss-2  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)      | 835                        | 761  | 436  |
| Ss-3  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)      | 948                        | 850  | 543  |
| Ss-4  | F3断層～F4断層による地震<br>(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)       | 740                        | 630  | 405  |
| Ss-5  | 2011年東北地方太平洋沖型地震<br>(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳) | 670                        | 513  | 402  |
| Ss-6  | 標準応答スペクトルを考慮した地震動                           | 754                        |      | 572  |

第 5. 6. 27 表 基準地震動 Ss の最大加速度

| 基準地震動 |   | 最大加速度 (cm/s <sup>2</sup> ) |      |      |
|-------|---|----------------------------|------|------|
|       |   | NS成分                       | EW成分 | UD成分 |
| Ss-D  | 応答スペクトル手法による基準地震動                           | 700                        |      | 500  |
| Ss-1  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)      | 973                        | 711  | 474  |
| Ss-2  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)      | 835                        | 761  | 436  |
| Ss-3  | F3断層～F4断層による地震<br>(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)      | 948                        | 850  | 543  |
| Ss-4  | F3断層～F4断層による地震<br>(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)       | 740                        | 630  | 405  |
| Ss-5  | 2011年東北地方太平洋沖型地震<br>(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳) | 670                        | 513  | 402  |
| Ss-6  | 標準応答スペクトルを考慮した地震動                           | 827                        |      | 591  |

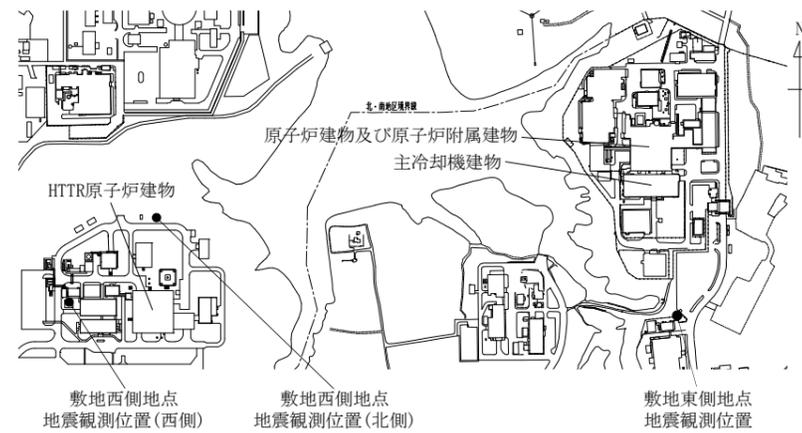
第 5.2.1 図～第 5.4.2 図 (省略)



| G. L.   | 地震観測位置 |    |        |
|---------|--------|----|--------|
|         | 西側     | 北側 |        |
| 0m      |        |    | 地表面    |
| -1m     | ○      |    |        |
| -30m    |        | ○  |        |
| -32m    | ○      |    |        |
| -95m    | ○      |    |        |
| -172.5m |        |    | 解放基盤表面 |
| -174m   | ○      |    |        |
| -250m   |        | ○  |        |

第 5.5.1 図 敷地における地震観測位置

第 5.2.1 図～第 5.4.2 図 (変更なし)



| G. L.   | 地震観測位置 |      |        |
|---------|--------|------|--------|
|         | 西側※1   | 北側※2 |        |
| 0m      |        |      | 地表面    |
| -1m     | ○      |      |        |
| -30m    |        | ○    |        |
| -32m    | ○      |      |        |
| -95m    | ○      |      |        |
| -172.5m |        |      | 解放基盤表面 |
| -174m   | ○      |      |        |
| -250m   |        | ○    |        |

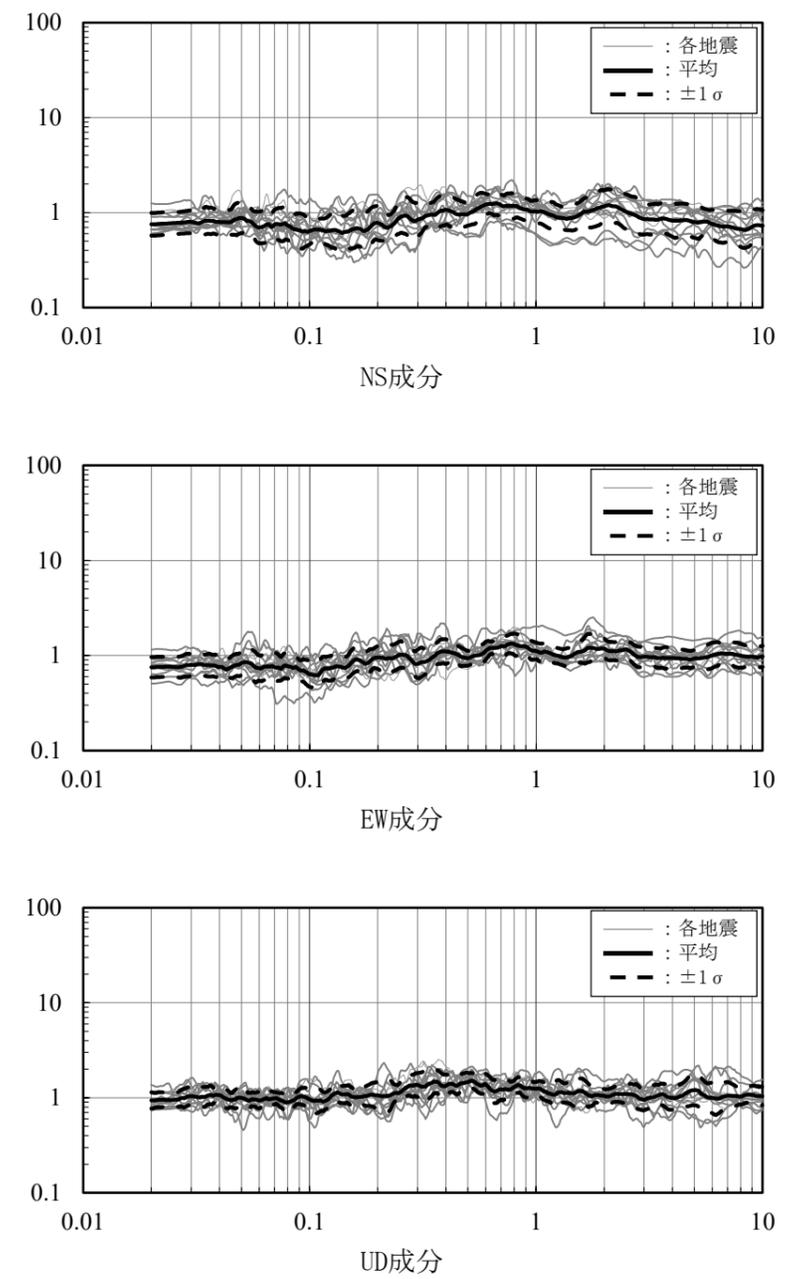
  

| G. L.   | 地震観測位置 |        |
|---------|--------|--------|
|         |        |        |
| -32m    | ○      |        |
| -170m   | ○※3    |        |
| -173m   | ○※4    |        |
| -173.9m |        | 解放基盤表面 |

※1 観測期間 1987年～  
 ※2 観測期間 1998年～

※3 観測期間 2016年1月26日～  
 ※4 観測期間 2012年4月1日～2016年1月25日

第 5.5.1 図 敷地における地震観測位置

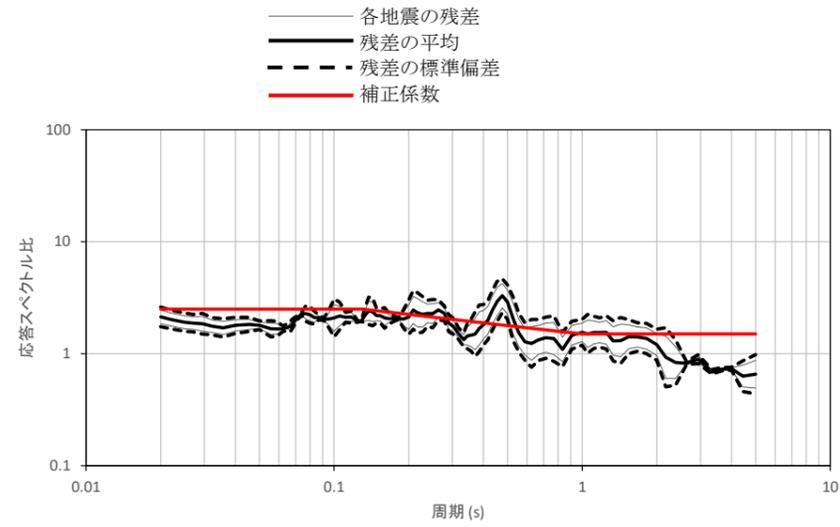


第 5.5.2 図 敷地西側地点と敷地東側地点の解放基盤表面付近の地震観測記録に基づく  
応答スペクトル比 (敷地東側地点/敷地西側地点)

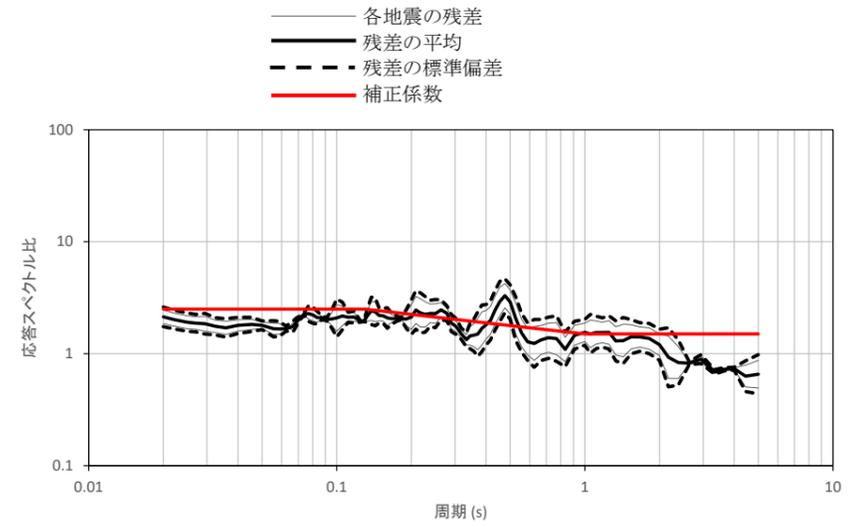
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>第 5. 5. <u>2</u> 図 敷地地盤で観測された主な地震の震央分布</p> <p>第 5. 5. <u>3</u> 図 観測記録の応答スペクトル(地中最深部(G. L. -250m))</p> <p>第 5. 5. <u>4</u> 図(1) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の本震)</p> <p>第 5. 5. <u>4</u> 図(2) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の余震)</p> <p>第 5. 5. <u>4</u> 図(3) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 4 月 11 日福島県浜通りの地震)</p> <p>第 5. 5. <u>5</u> 図 敷地周辺の重力異常分布</p> <p>第 5. 5. <u>6</u> 図 敷地における単点微動観測記録による検討結果</p> <p>第 5. 5. <u>7</u> 図(1) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(4 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>7</u> 図(2) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(9 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>8</u> 図(1) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(4 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>8</u> 図(2) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(9 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>9</u> 図 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基に作成した二次元地盤モデル</p> <p>第 5. 5. <u>10</u> 図(1) 敷地における応答波形の比較 (NS 成分)</p> <p>第 5. 5. <u>10</u> 図(2) 敷地における応答波形の比較 (EW 成分)</p><br><p>第 5. 6. 1 図(1) (省略)</p> | <p>第 5. 5. <u>3</u> 図 敷地地盤で観測された主な地震の震央分布</p> <p>第 5. 5. <u>4</u> 図 観測記録の応答スペクトル(地中最深部(G. L. -250m))</p> <p>第 5. 5. <u>5</u> 図(1) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の本震)</p> <p>第 5. 5. <u>5</u> 図(2) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の余震)</p> <p>第 5. 5. <u>5</u> 図(3) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 4 月 11 日福島県浜通りの地震)</p> <p>第 5. 5. <u>6</u> 図 敷地周辺の重力異常分布</p> <p>第 5. 5. <u>7</u> 図 敷地における単点微動観測記録による検討結果</p> <p>第 5. 5. <u>8</u> 図(1) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(4 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>8</u> 図(2) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(9 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>9</u> 図(1) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(4 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>9</u> 図(2) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(9 領域)</p> <p>第 5. 5. <u>10</u> 図 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基に作成した二次元地盤モデル</p> <p>第 5. 5. <u>11</u> 図(1) 敷地における応答波形の比較 (NS 成分)</p> <p>第 5. 5. <u>11</u> 図(2) 敷地における応答波形の比較 (EW 成分)</p><br><p>第 5. 6. 1 図(1) (変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

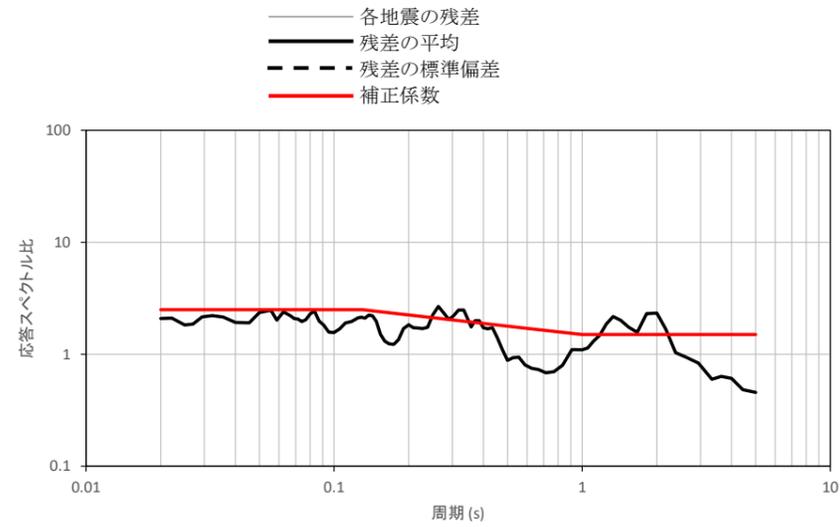
変更後



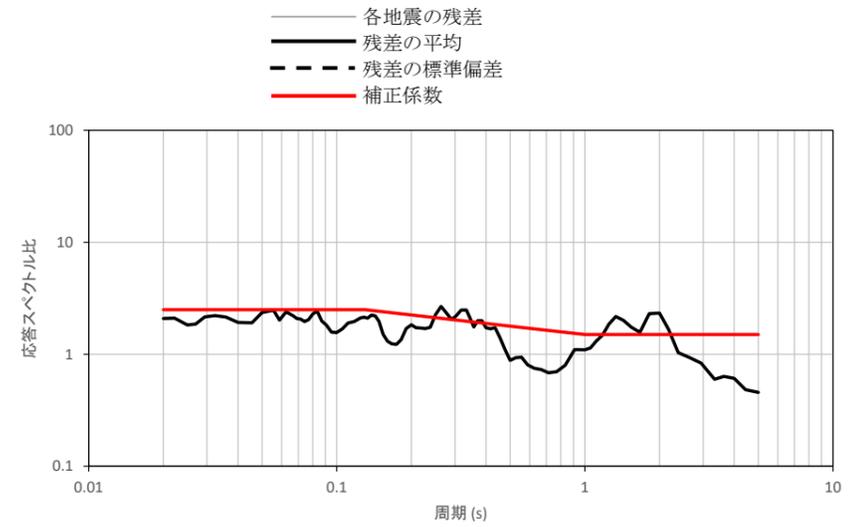
(水平成分)



(水平成分)



(鉛直成分)



(鉛直成分)

※使用しているデータが1つであるため、各地震の残差及び残差の標準偏差は表示されない。

第 5. 6. 1 図(2) 解放基盤波と Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトルの比  
(鹿島灘付近で発生した太平洋プレート間地震)

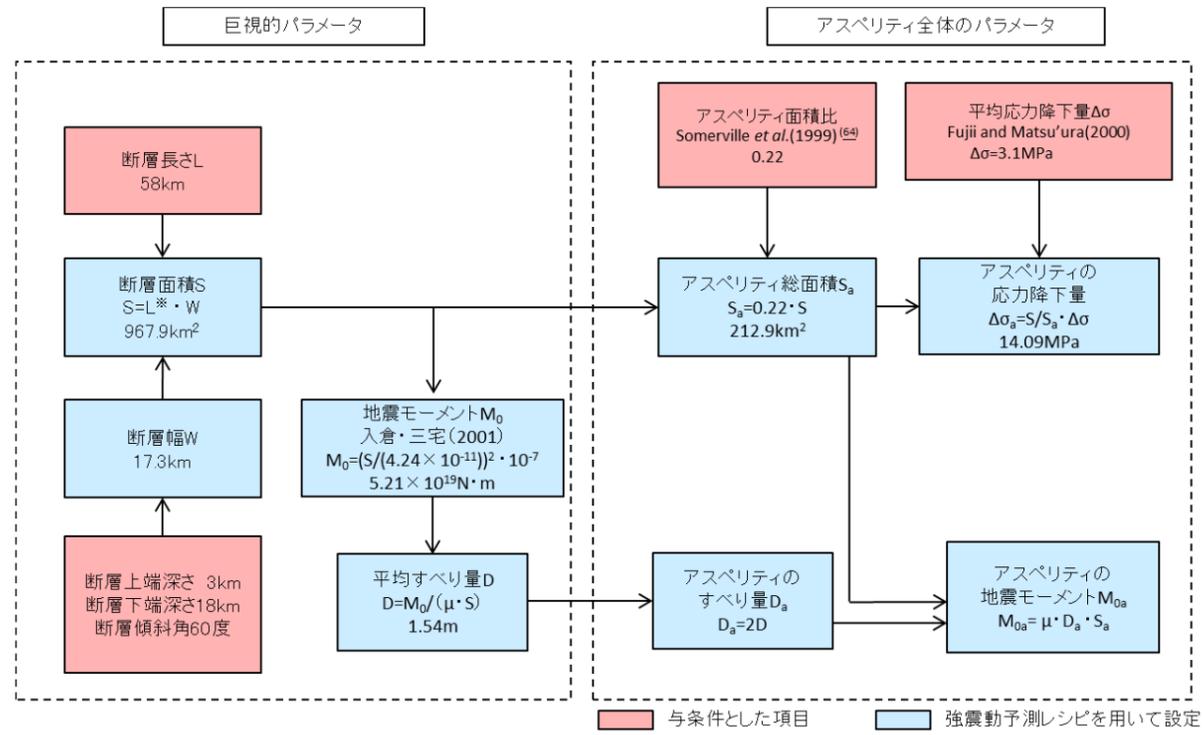
第 5. 6. 1 図(2) 解放基盤波と Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトルの比  
(鹿島灘付近で発生した太平洋プレート間地震)

第 5. 6. 1 図(3)～第 5. 6. 4 図 (省略)

第 5. 6. 1 図(3)～第 5. 6. 4 図 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

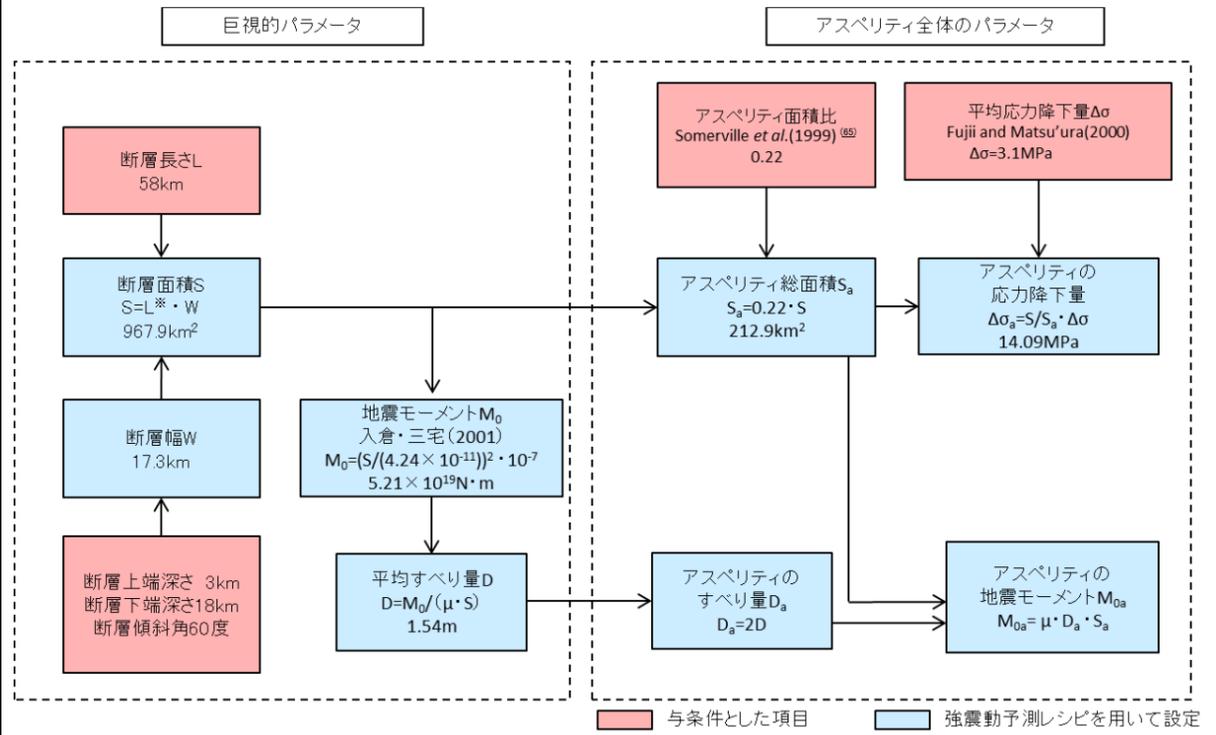


※ 断層形状を台形でモデル化しているため、断層面積を計算する際の断層長さは上辺と下辺の平均値である56.0kmとする。

第 5.6.5 図 断層パラメータの設定フロー

(F1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震、基本震源モデル)

第 5.6.6 図～第 5.6.22 図 (省略)



※ 断層形状を台形でモデル化しているため、断層面積を計算する際の断層長さは上辺と下辺の平均値である56.0kmとする。

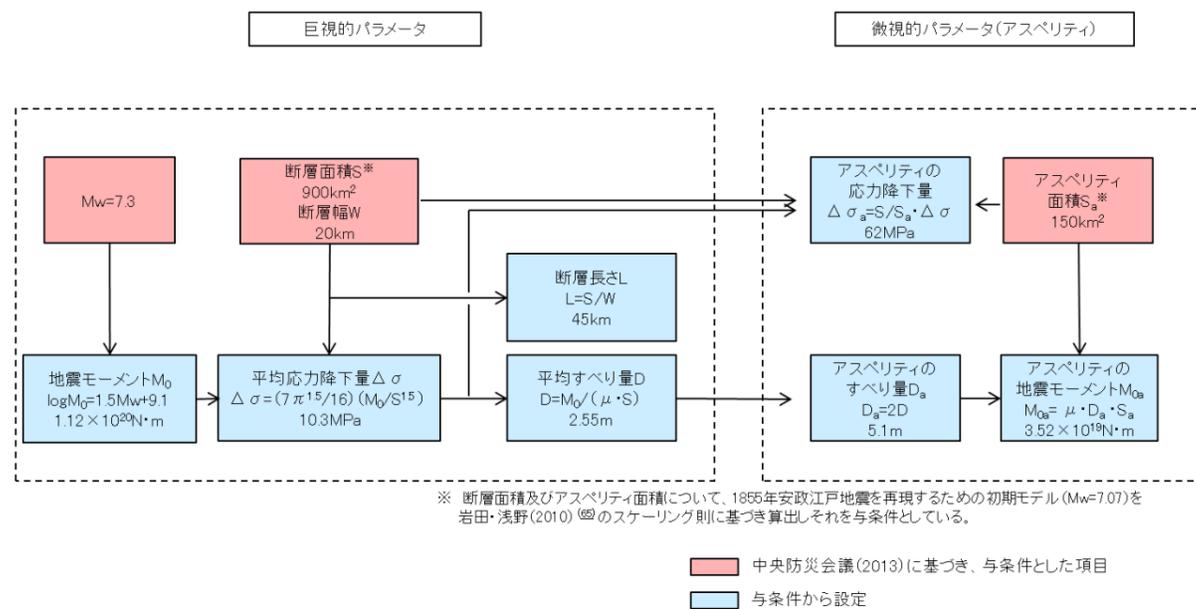
第 5.6.5 図 断層パラメータの設定フロー

(F1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震、基本震源モデル)

第 5.6.6 図～第 5.6.22 図 (変更なし)

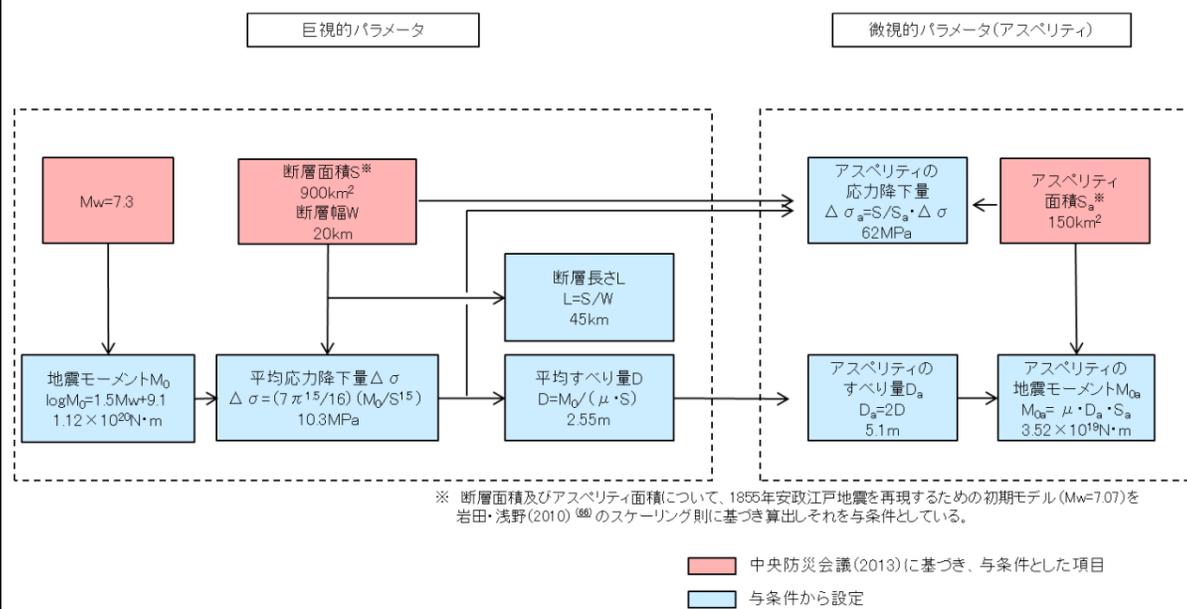
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



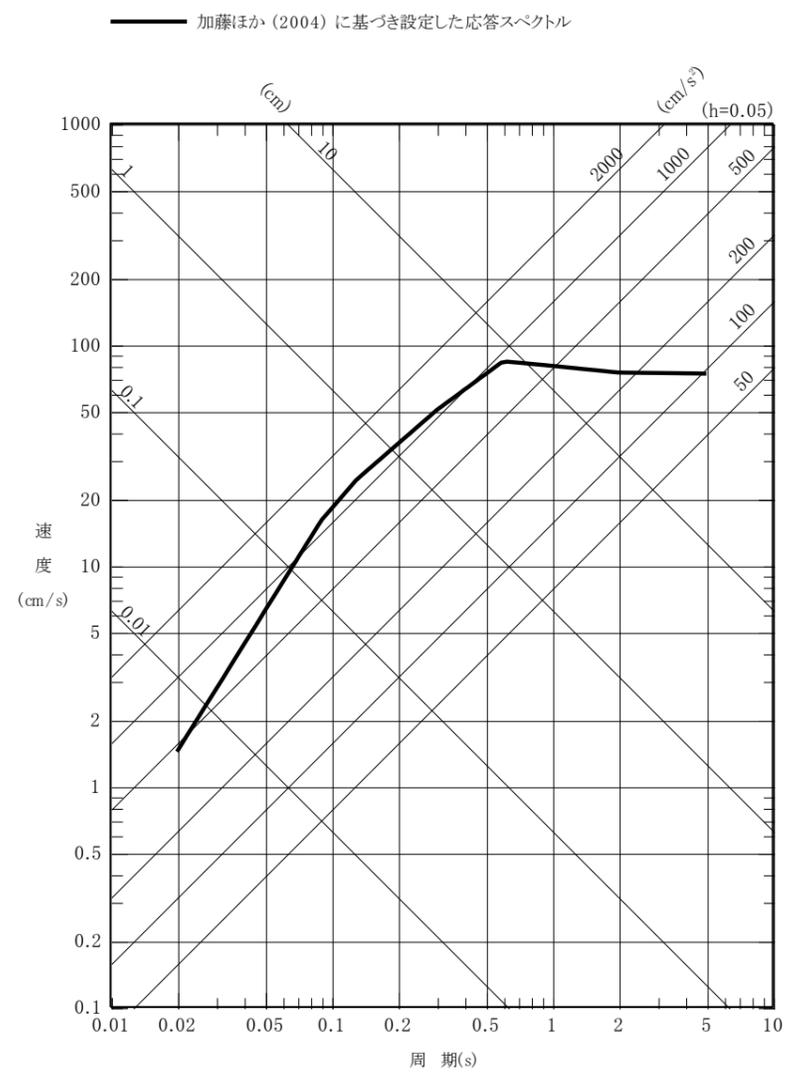
第 5. 6. 23 図 断層パラメータの設定フロー (茨城県南部の地震、基本震源モデル)

第 5. 6. 24 図～第 5. 6. 27 図(15) (省略)

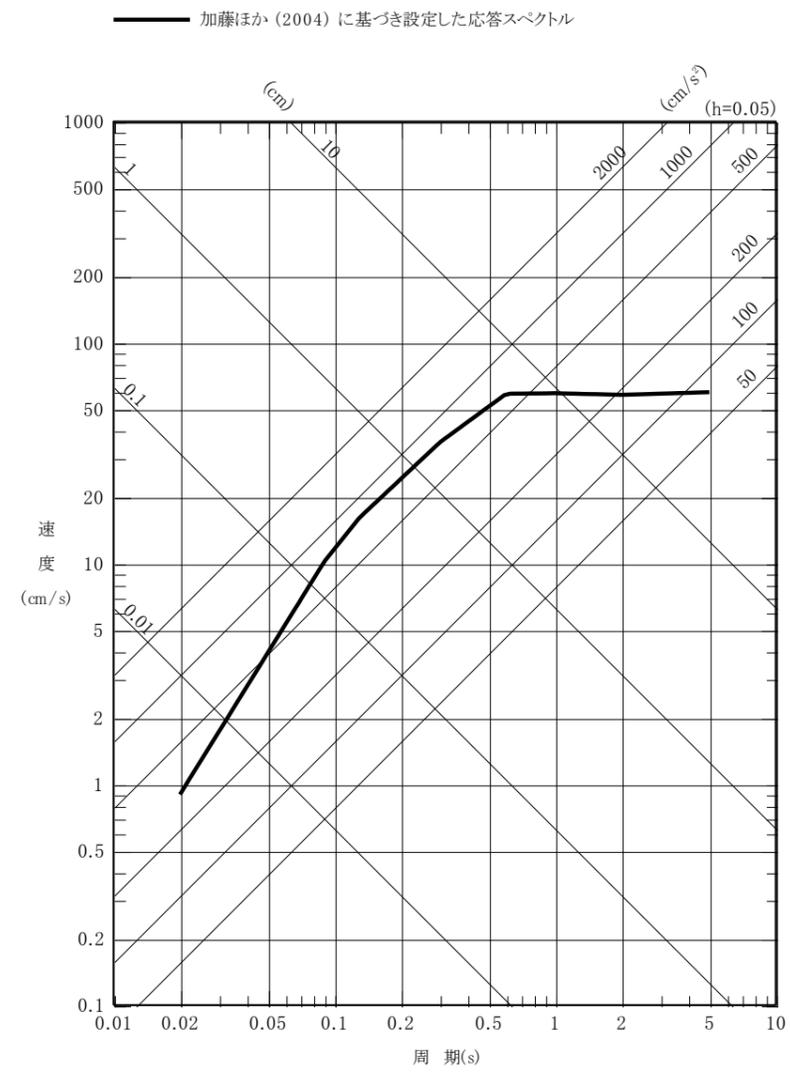


第 5. 6. 23 図 断層パラメータの設定フロー (茨城県南部の地震、基本震源モデル)

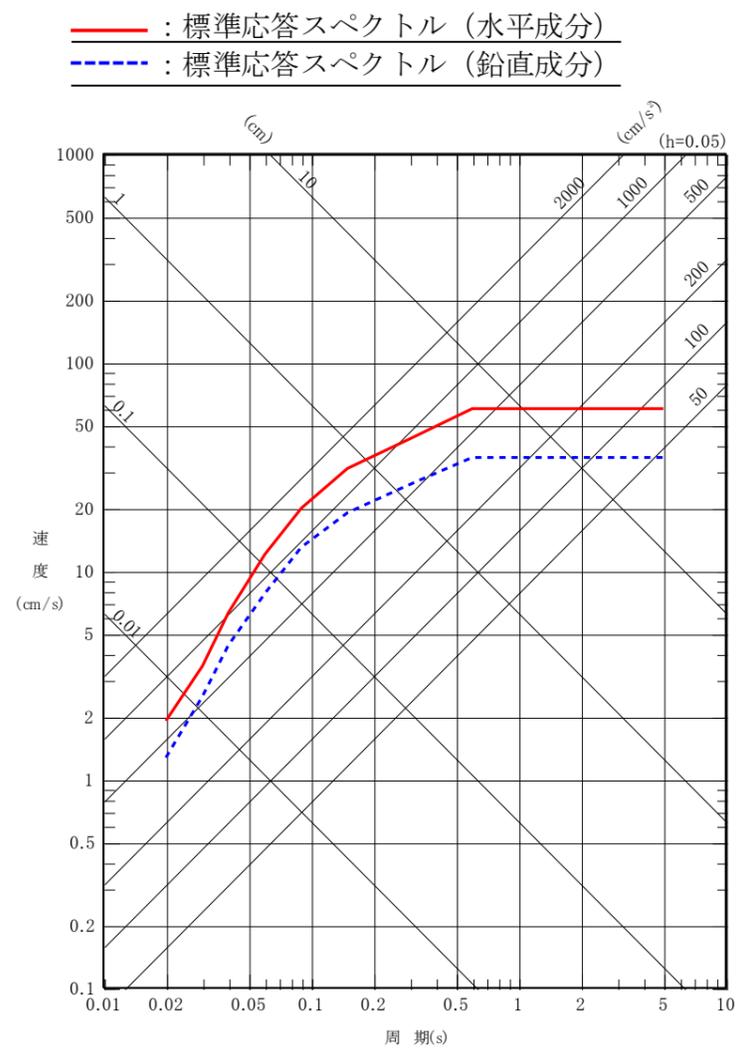
第 5. 6. 24 図～第 5. 6. 27 図(15) (変更なし)



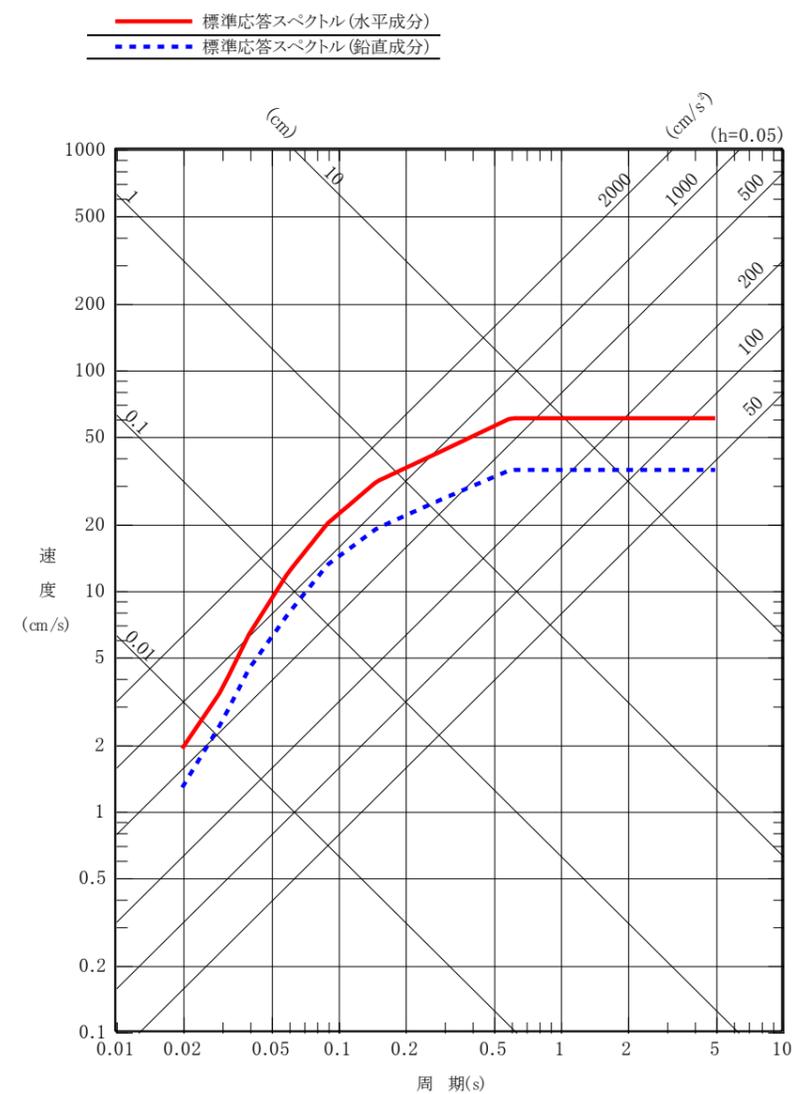
第 5.6.28 図(1) 加藤ほか (2004) に基づき設定した応答スペクトル  
(水平成分)



第 5.6.28 図(2) 加藤ほか (2004) に基づき設定した応答スペクトル  
(鉛直成分)



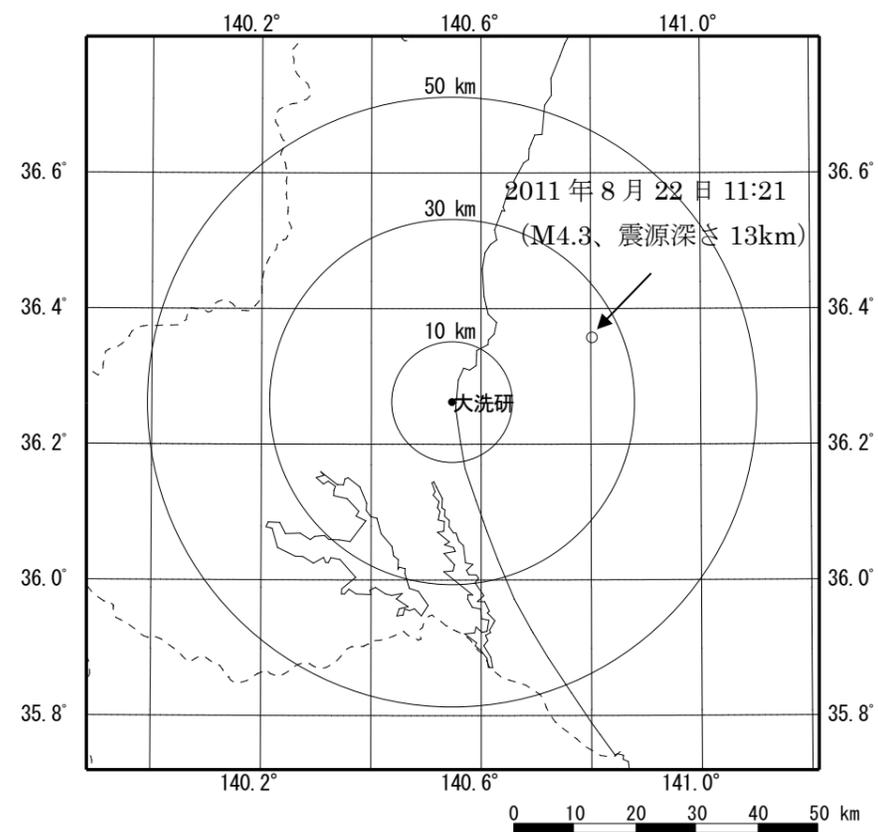
第 5. 6. 29 図 標準応答スペクトル



第 5. 6. 28 図 標準応答スペクトル

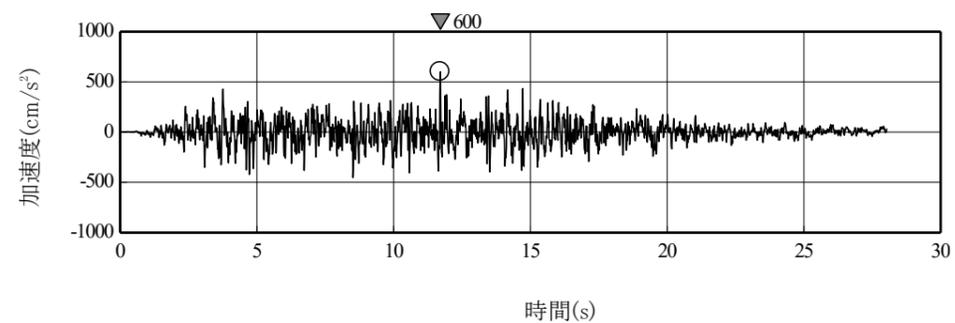
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

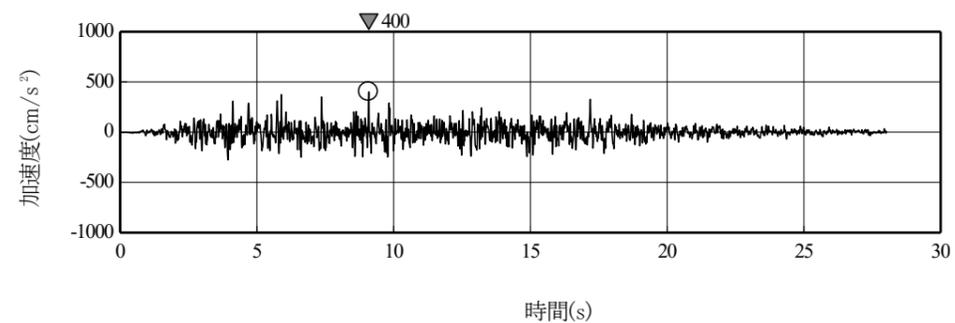


第 5. 6. 29 図 実位相による検討に用いる地震の震央位置

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



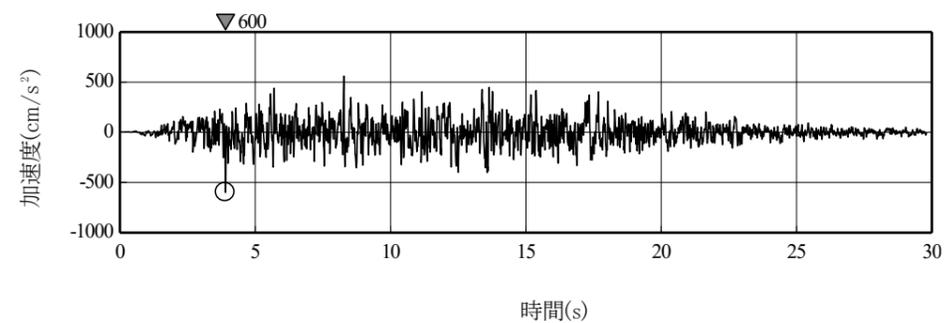
水平成分



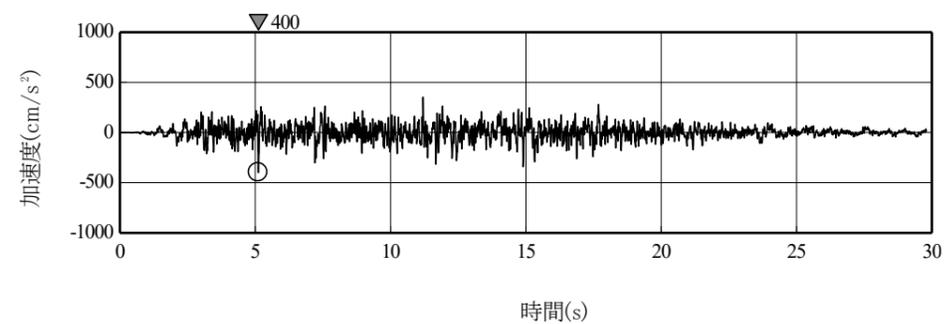
鉛直成分

第 5. 6. 30 図 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の時刻歴波形

変更後



水平成分

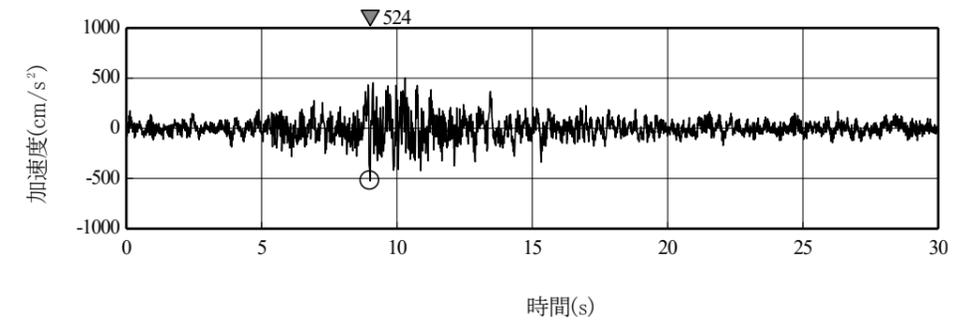


鉛直成分

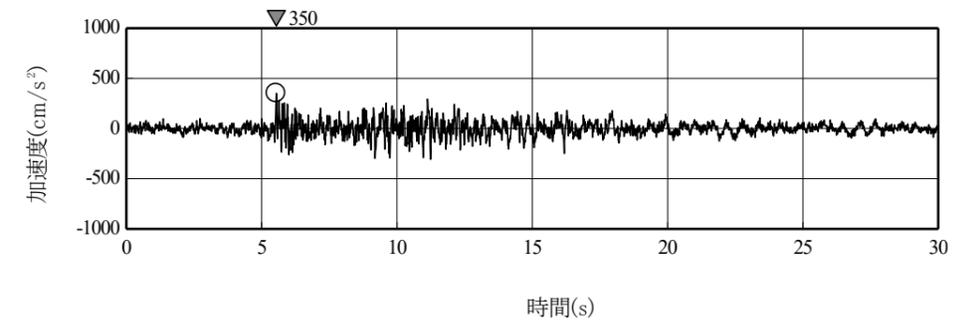
第 5. 6. 30 図(1) 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の時刻歴波形  
(乱数位相による検討)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



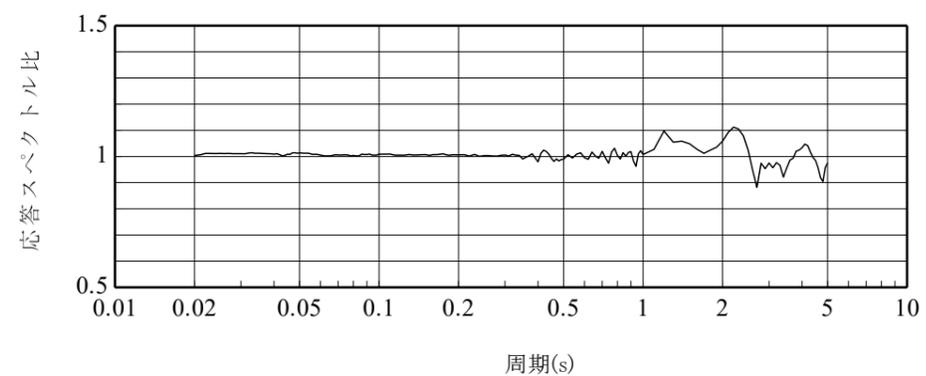
水平成分



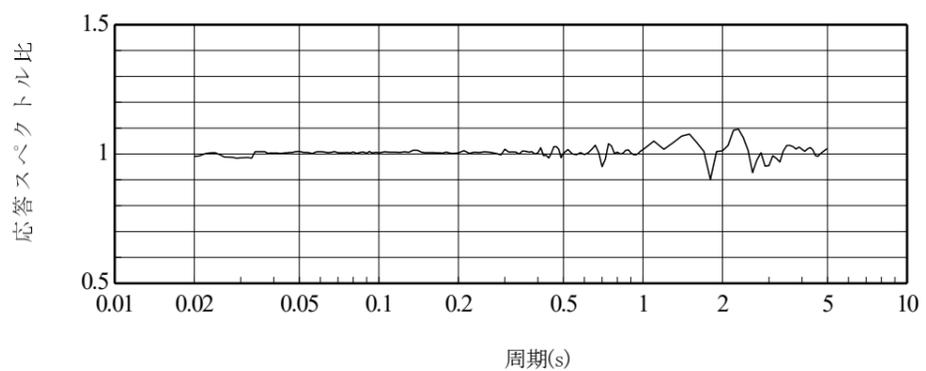
鉛直成分

第 5. 6. 30 図(2) 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の時刻歴波形  
(実位相による検討)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



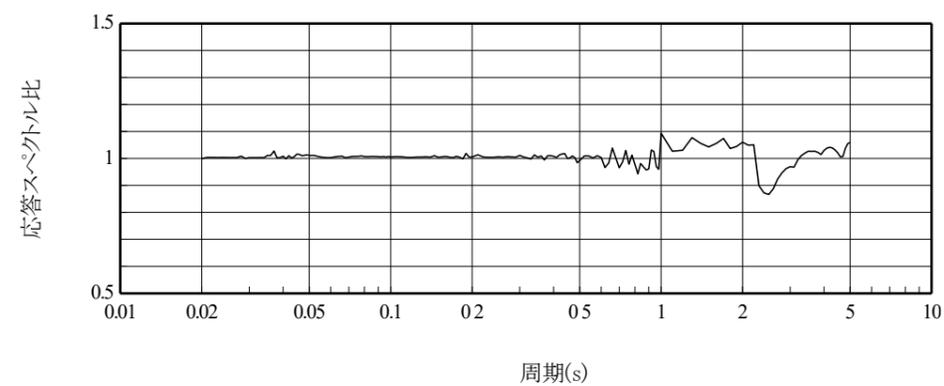
水平成分



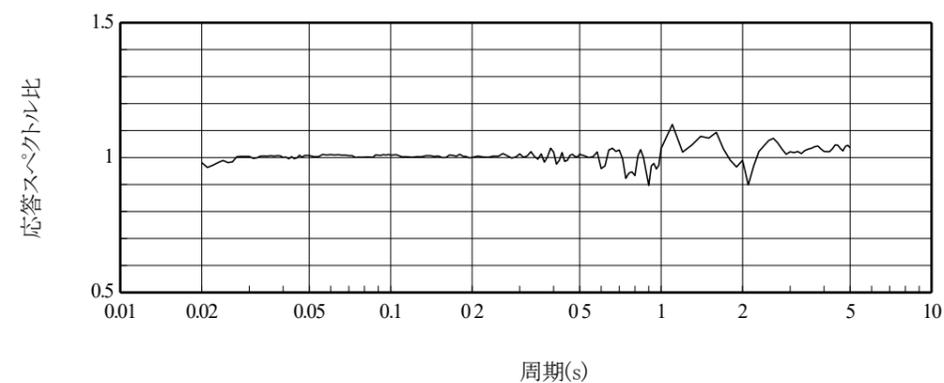
鉛直成分

第 5. 6. 31 図 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比

変更後



水平成分

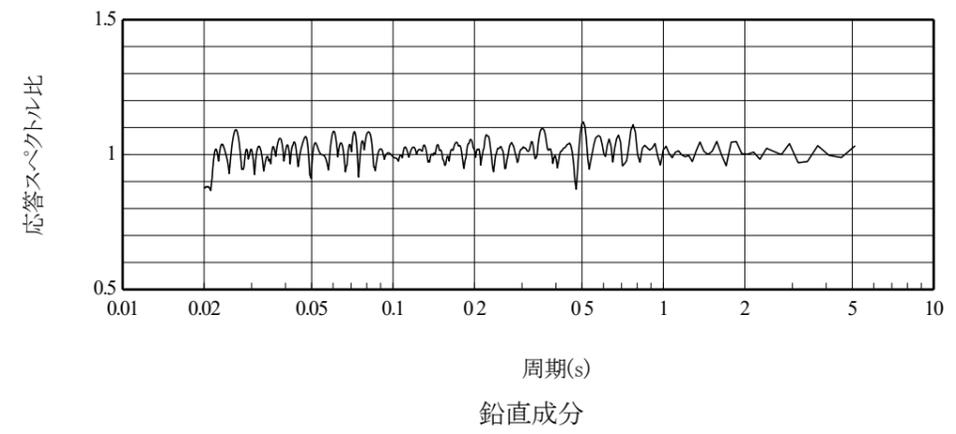
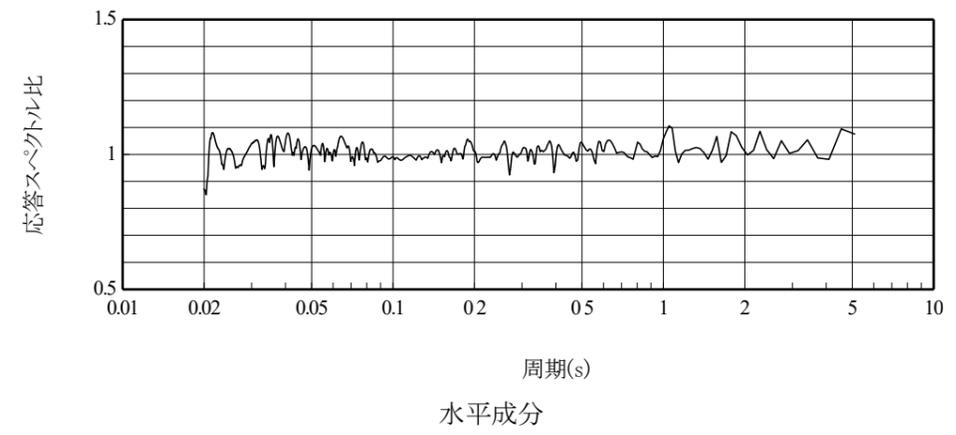


鉛直成分

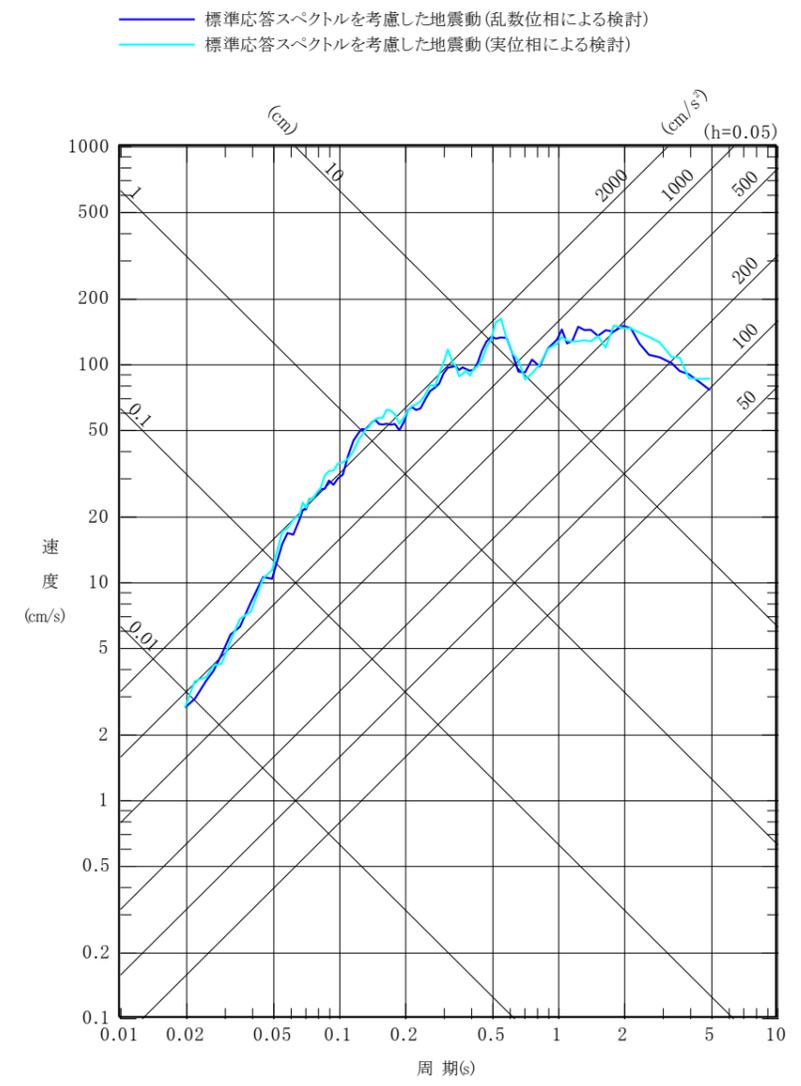
第 5. 6. 31 図(1) 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比  
(乱数位相による検討)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

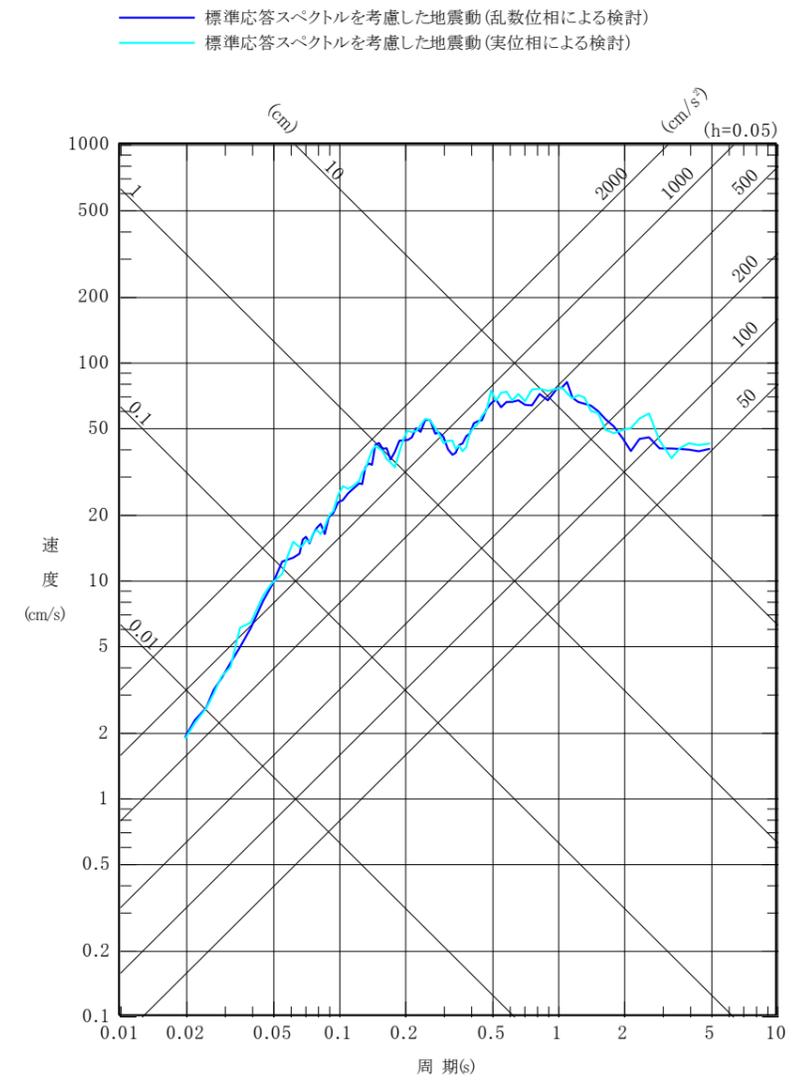
変更後



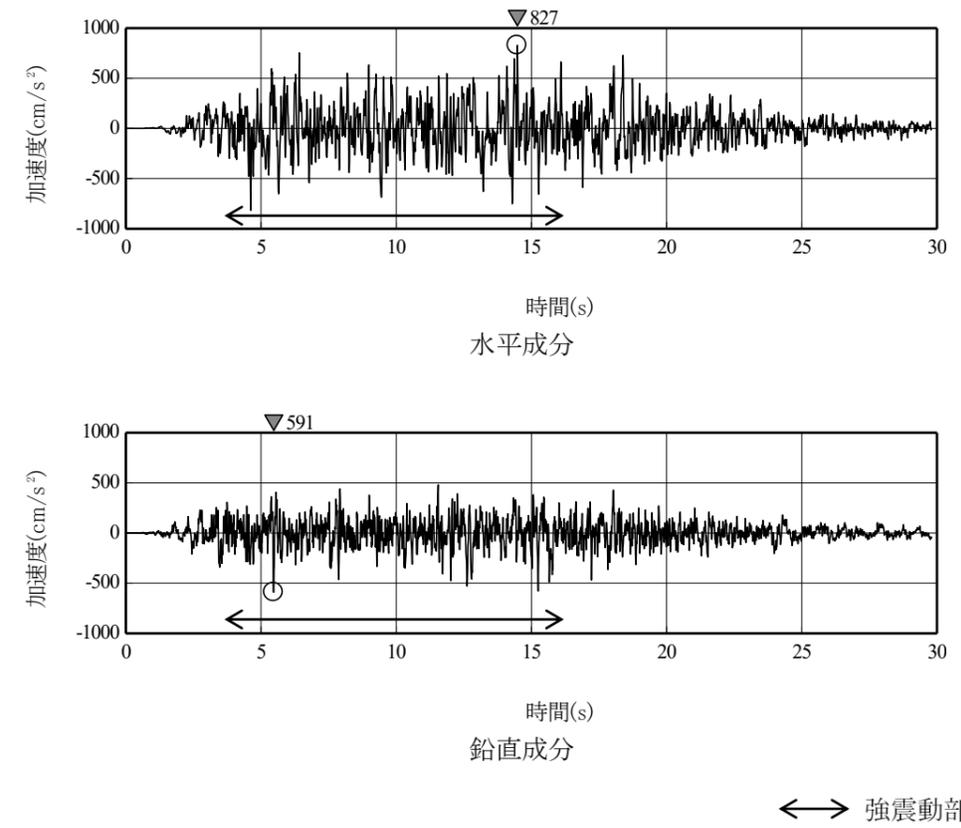
第 5. 6. 31 図(2) 地震基盤相当面における標準応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比  
(実位相による検討)



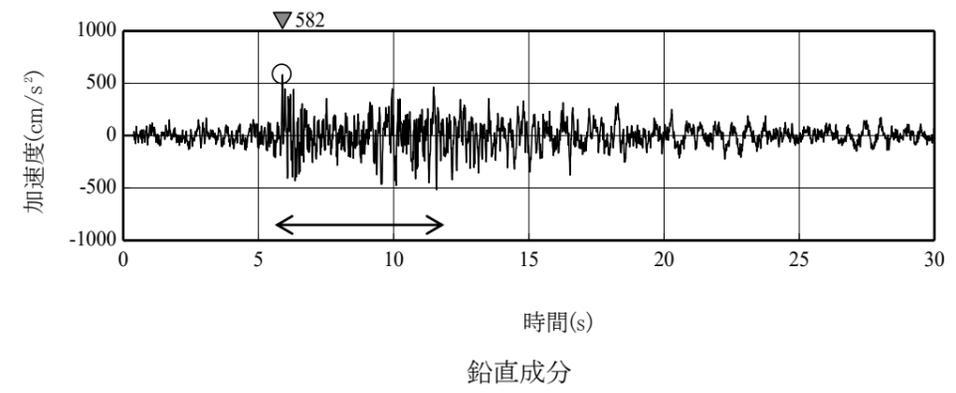
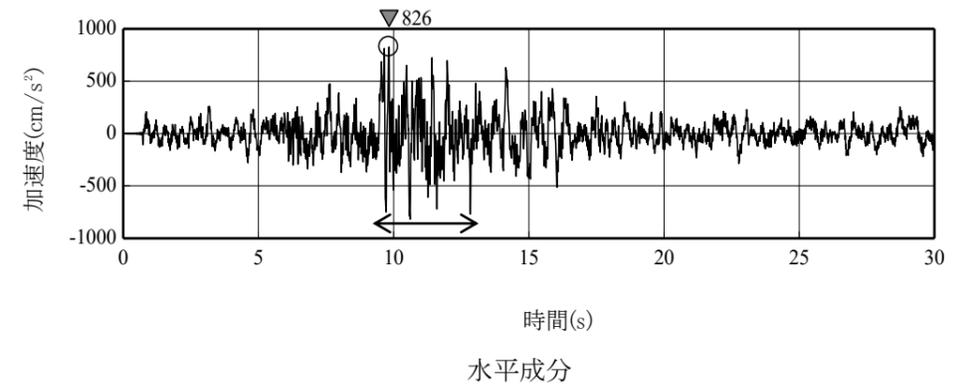
第 5.6.32 図(1) 解放基盤表面における標準応答スペクトルを考慮した地震動の応答スペクトル  
(水平成分)



第 5.6.32 図(2) 解放基盤表面における標準応答スペクトルを考慮した地震動の応答スペクトル  
(鉛直成分)

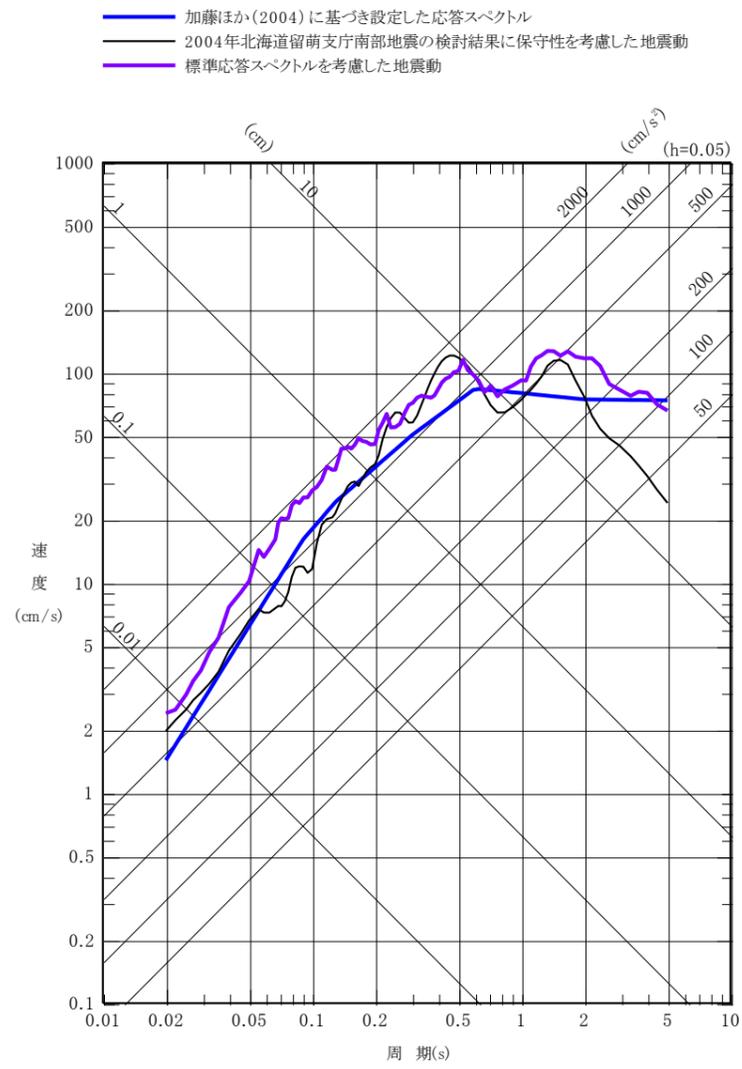


第 5. 6. 33 図(1) 解放基盤表面における標準応答スペクトルを考慮した地震動の時刻歴波形  
(乱数位相による検討)

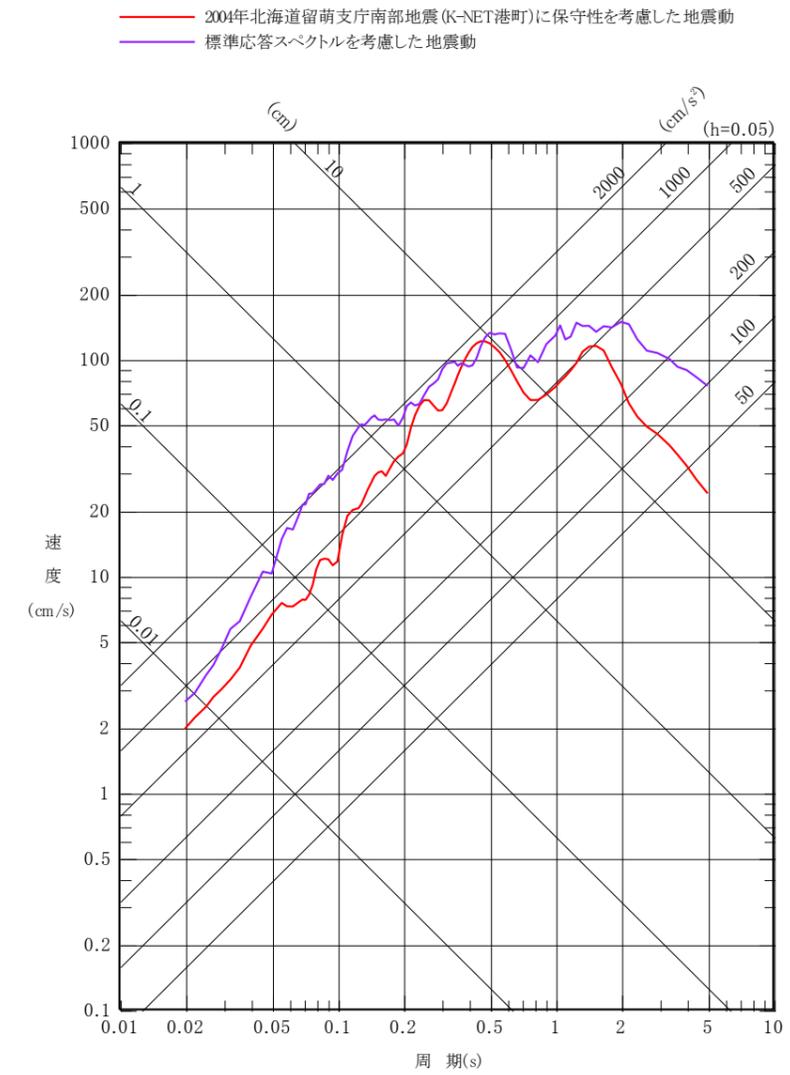


←→ 強震動部

第 5.6.33 図(2) 解放基盤表面における標準応答スペクトルを考慮した地震動の時刻歴波形  
(実位相による検討)

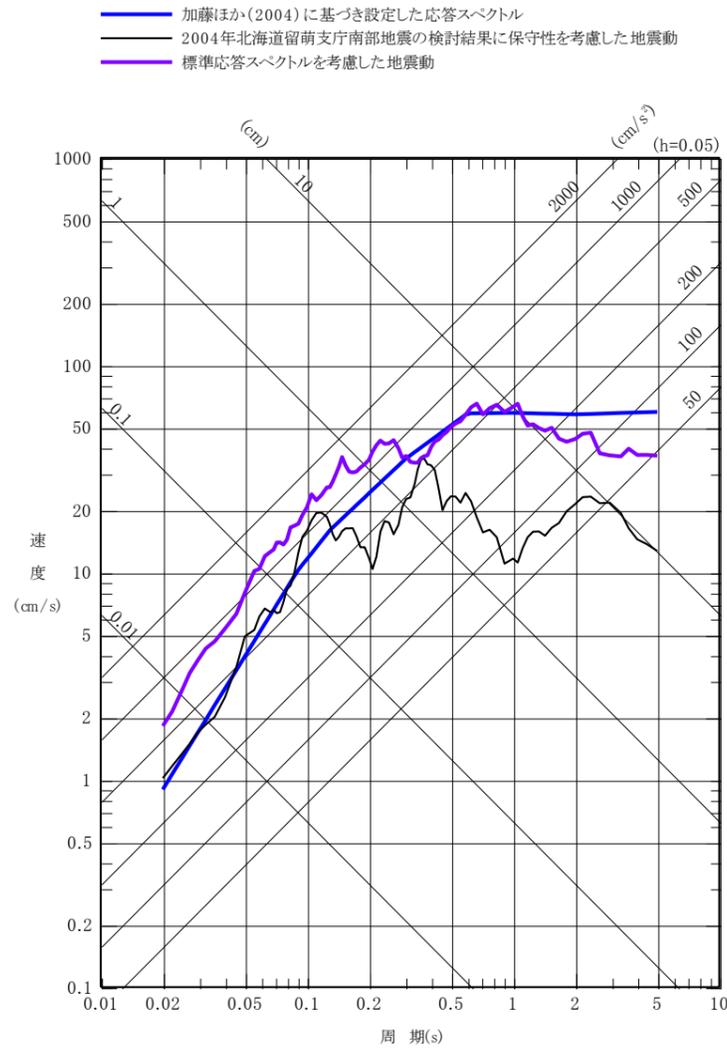


第 5. 6. 32 図(1) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル (水平成分)



第 5. 6. 34 図(1) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル (水平成分)

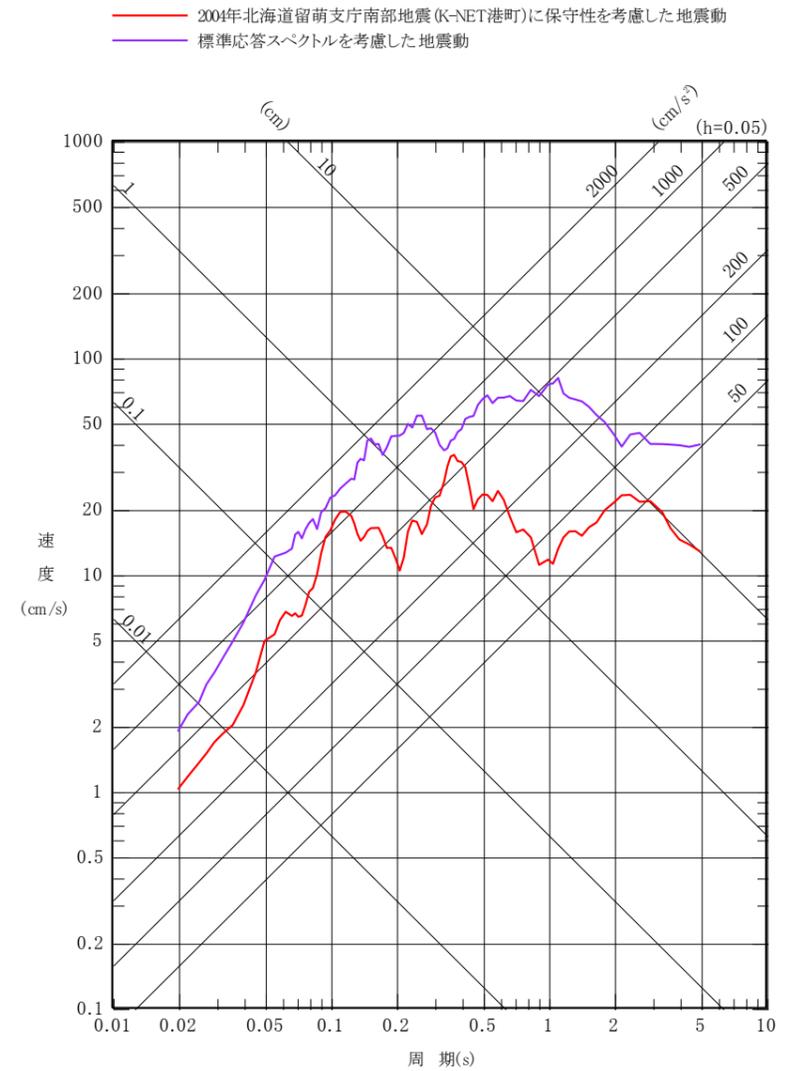
変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 5. 6. 32 図 (2) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル  
(鉛直成分)

- 第 5. 6. 33 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D の設計用応答スペクトル (水平成分、S<sub>s</sub>-D<sub>H</sub>)
- 第 5. 6. 33 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D の設計用応答スペクトル (鉛直成分、S<sub>s</sub>-D<sub>V</sub>)
- 第 5. 6. 34 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (NS 成分)
- 第 5. 6. 34 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (EW 成分)
- 第 5. 6. 34 図 (3) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (UD 成分)
- 第 5. 6. 35 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (NS 成分)
- 第 5. 6. 35 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (EW 成分)
- 第 5. 6. 35 図 (3) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (UD 成分)

変更後

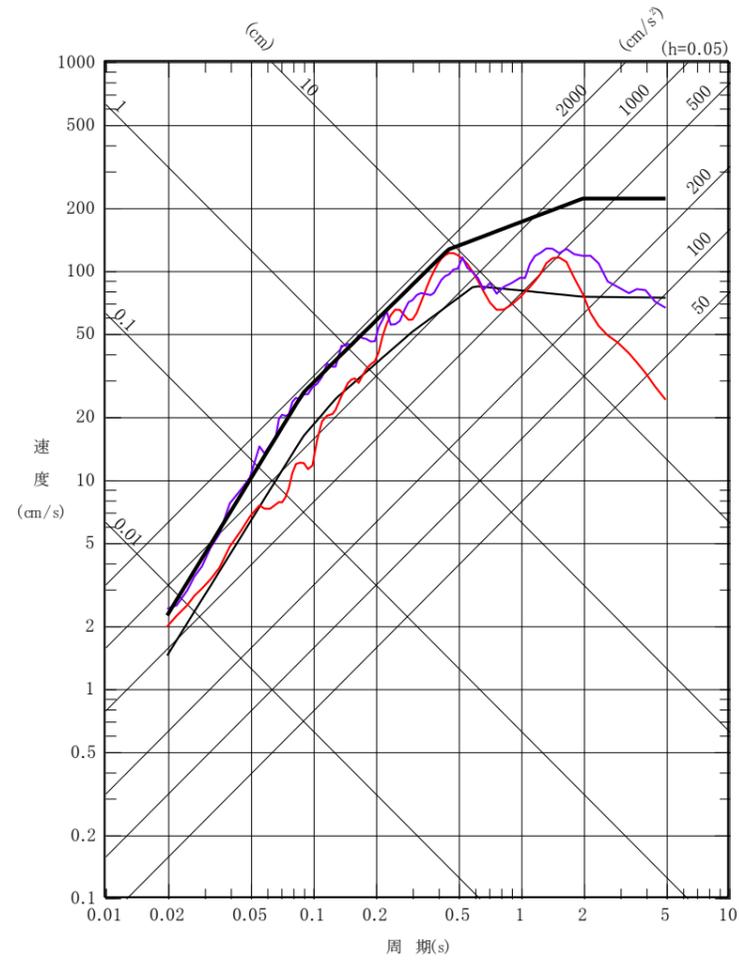


第 5. 6. 34 図 (2) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル  
(鉛直成分)

- 第 5. 6. 35 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D の設計用応答スペクトル (水平成分、S<sub>s</sub>-D<sub>H</sub>)
- 第 5. 6. 35 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D の設計用応答スペクトル (鉛直成分、S<sub>s</sub>-D<sub>V</sub>)
- 第 5. 6. 36 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (NS 成分)
- 第 5. 6. 36 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (EW 成分)
- 第 5. 6. 36 図 (3) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の比較 (UD 成分)
- 第 5. 6. 37 図 (1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (NS 成分)
- 第 5. 6. 37 図 (2) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (EW 成分)
- 第 5. 6. 37 図 (3) 基準地震動 S<sub>s</sub>-D と断層モデルを用いた手法による基準地震動 S<sub>s</sub> の比較 (UD 成分)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

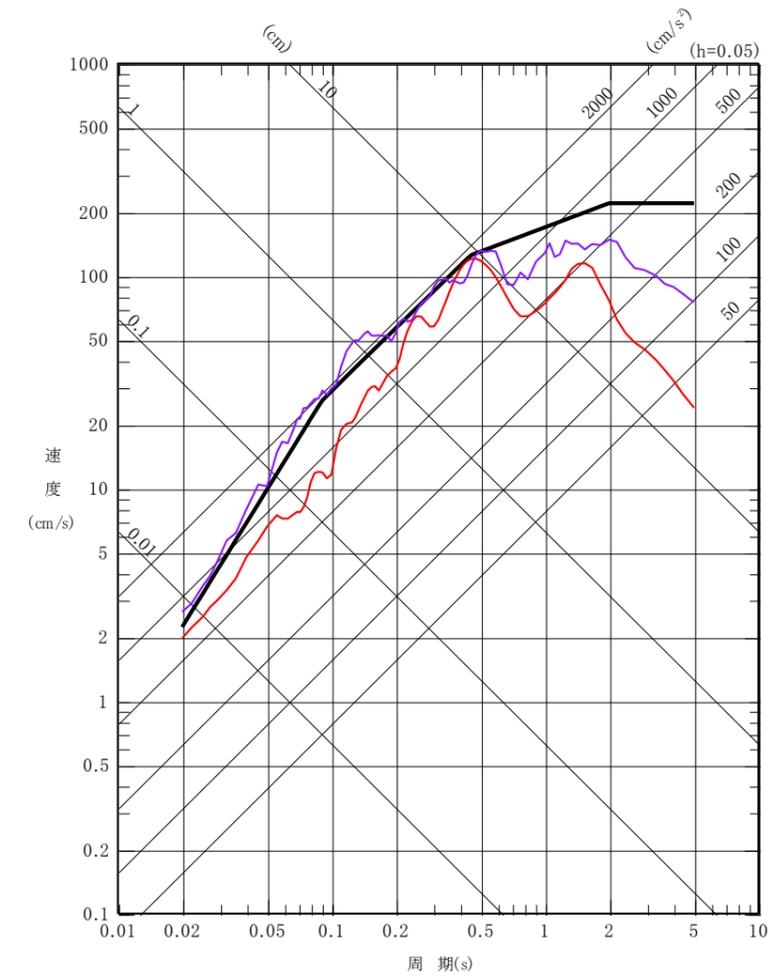
〓 基準地震動  $S_s-D$   
 〓 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動  
 〓 加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル  
 〓 標準応答スペクトルを考慮した地震動



第 5. 6. 36 図(1) 基準地震動  $S_s-D$  と震源を特定せず策定する地震動の比較  
(水平成分)

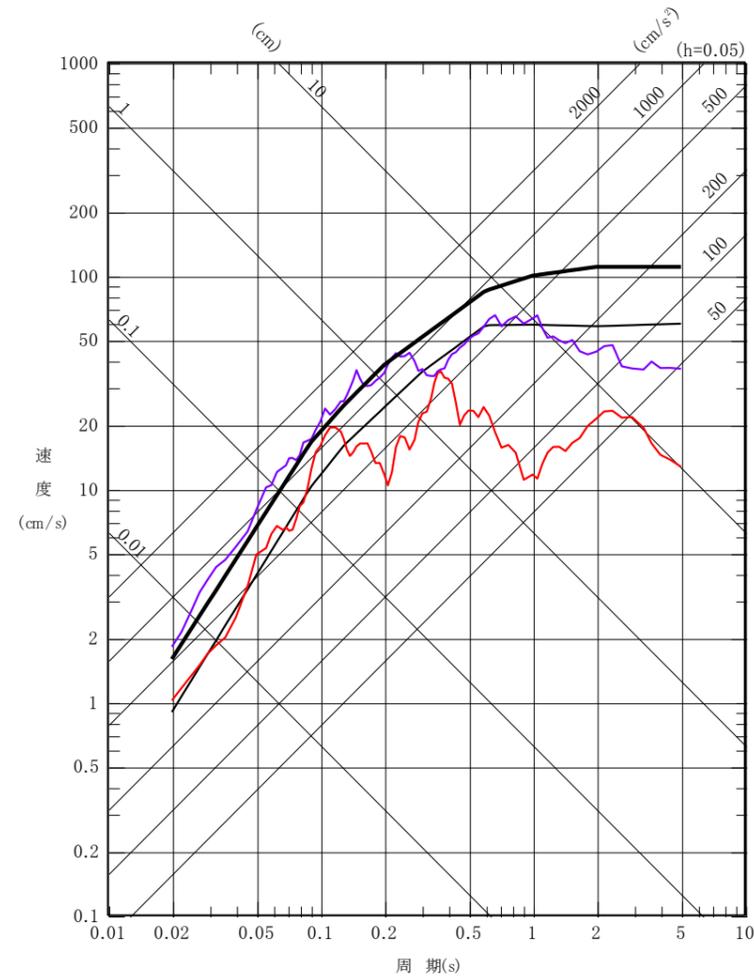
変更後

〓 基準地震動  $S_s-D$   
 〓 2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)に保守性を考慮した地震動  
 〓 標準応答スペクトルを考慮した地震動



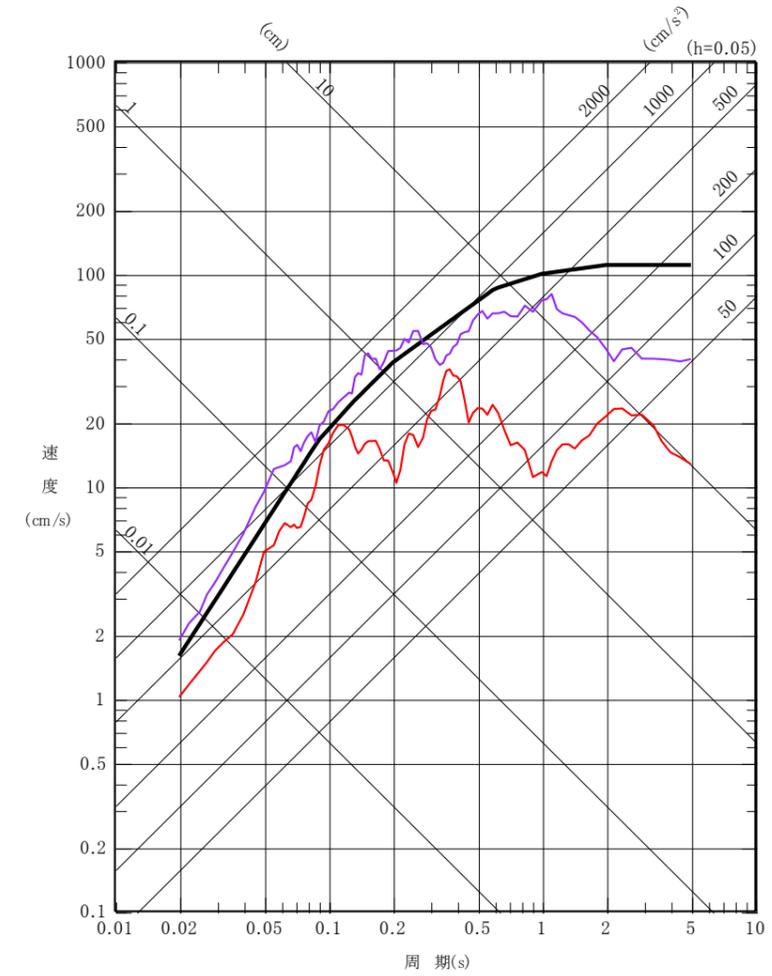
第 5. 6. 38 図(1) 基準地震動  $S_s-D$  と震源を特定せず策定する地震動の比較  
(水平成分)

— 基準地震動  $S_s-D$   
 — 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動  
 — 加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル  
 — 標準応答スペクトルを考慮した地震動



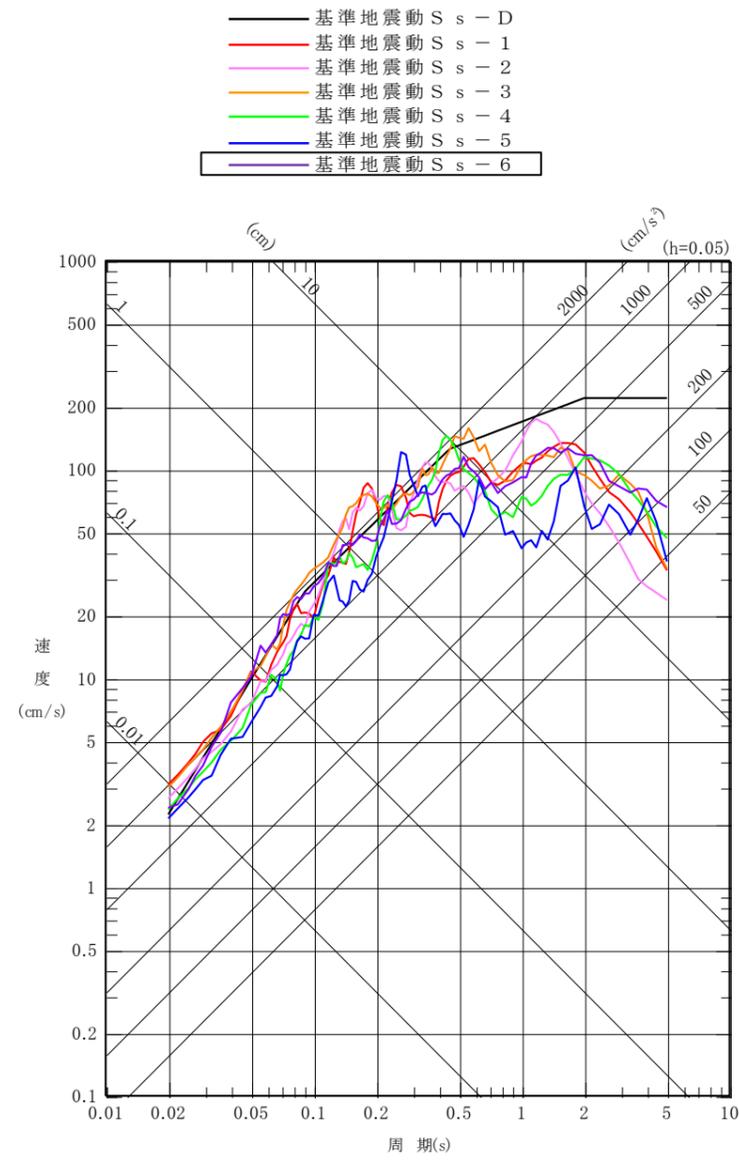
第 5.6.36 図(2) 基準地震動  $S_s-D$  と震源を特定せず策定する地震動の比較 (鉛直成分)

— 基準地震動  $S_s-D$   
 — 2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)に保守性を考慮した地震動  
 — 標準応答スペクトルを考慮した地震動



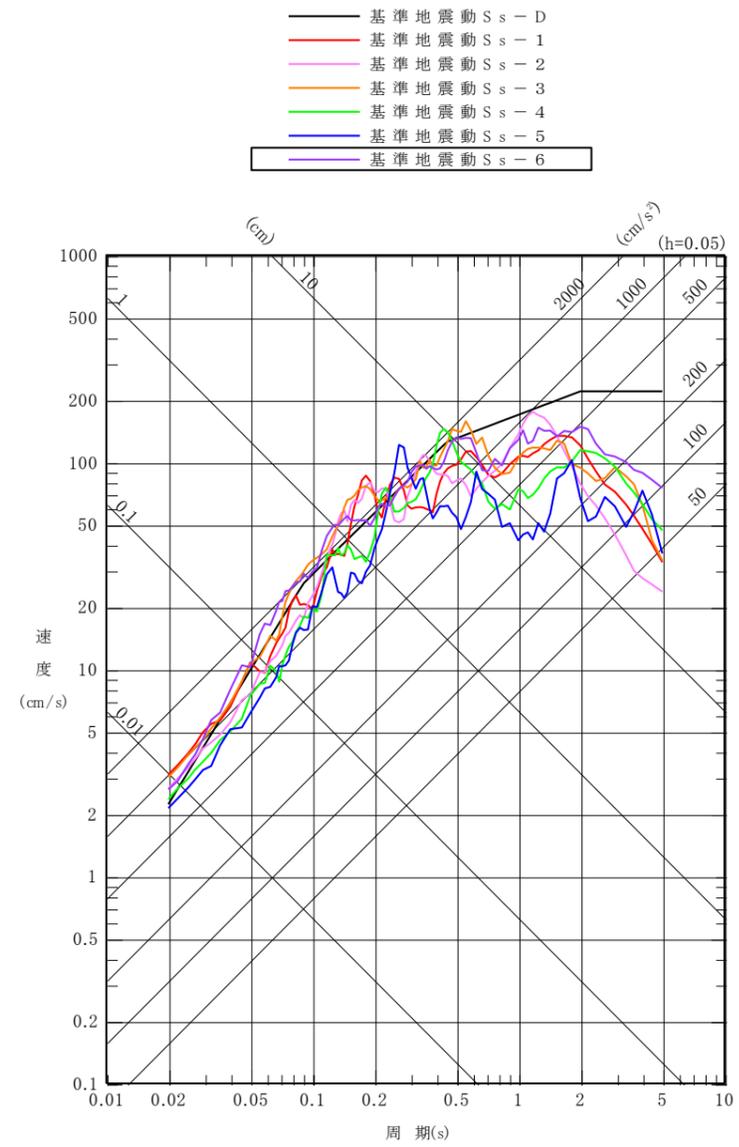
第 5.6.38 図(2) 基準地震動  $S_s-D$  と震源を特定せず策定する地震動の比較 (鉛直成分)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

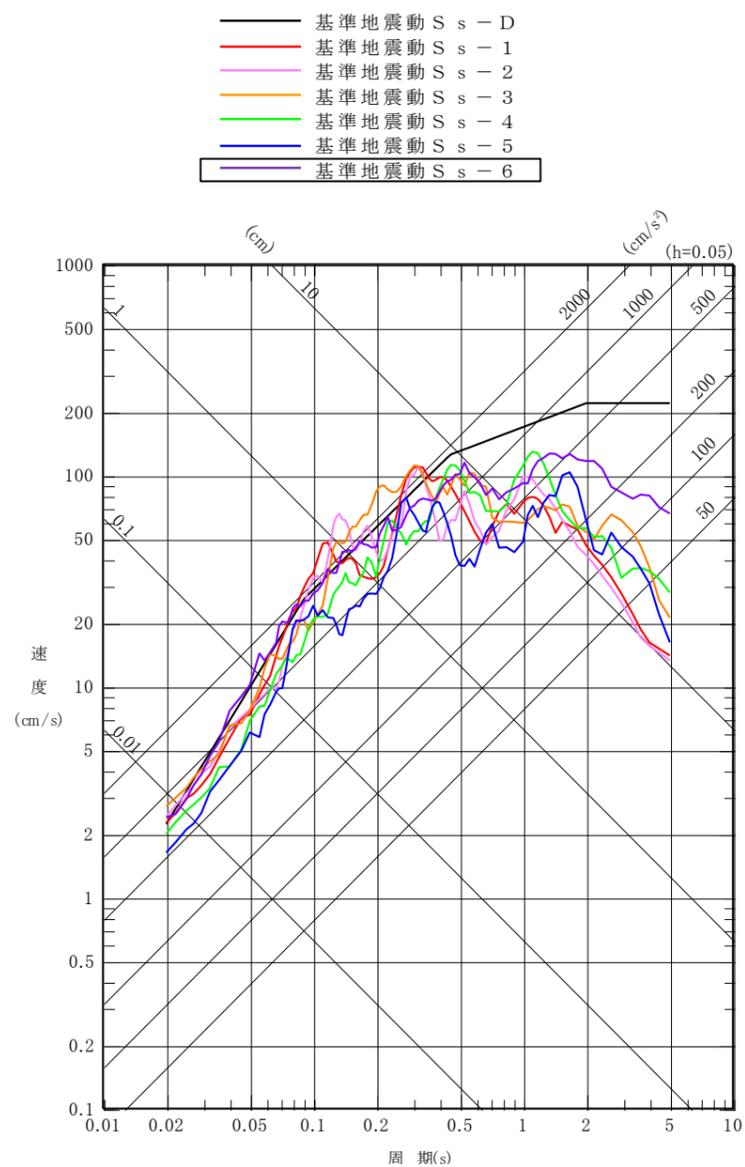


第 5. 6. 37 図(1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル  
(NS 成分)

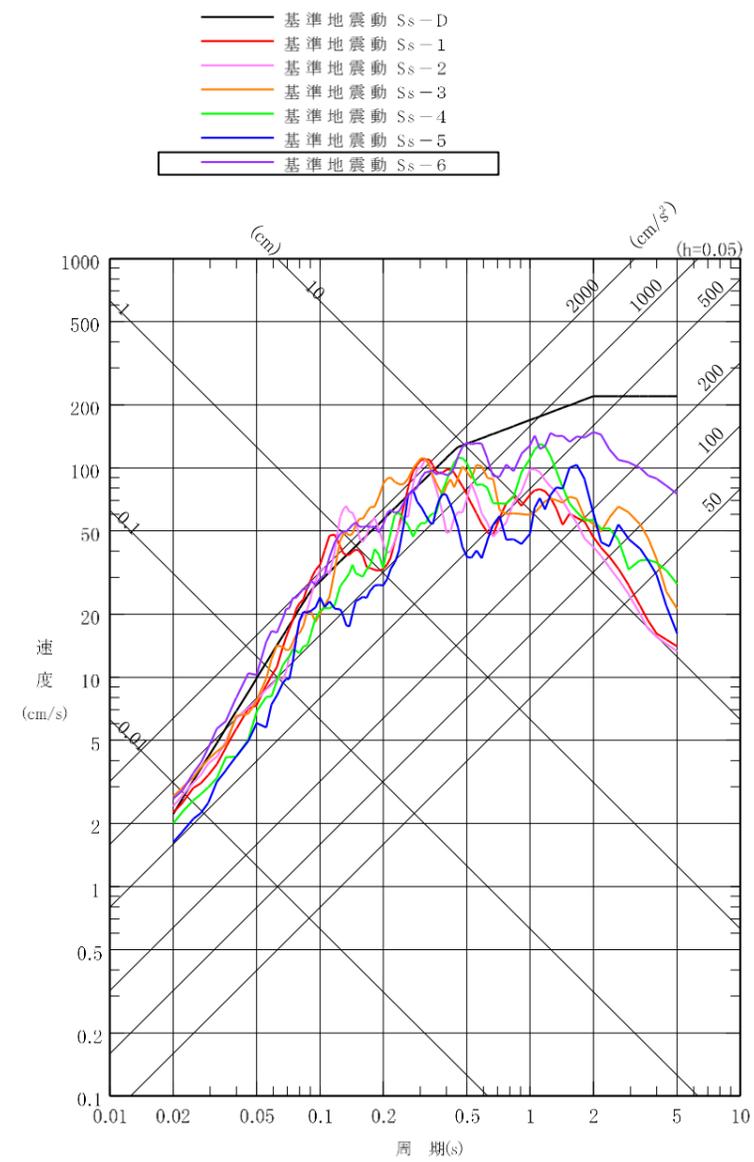
変更後



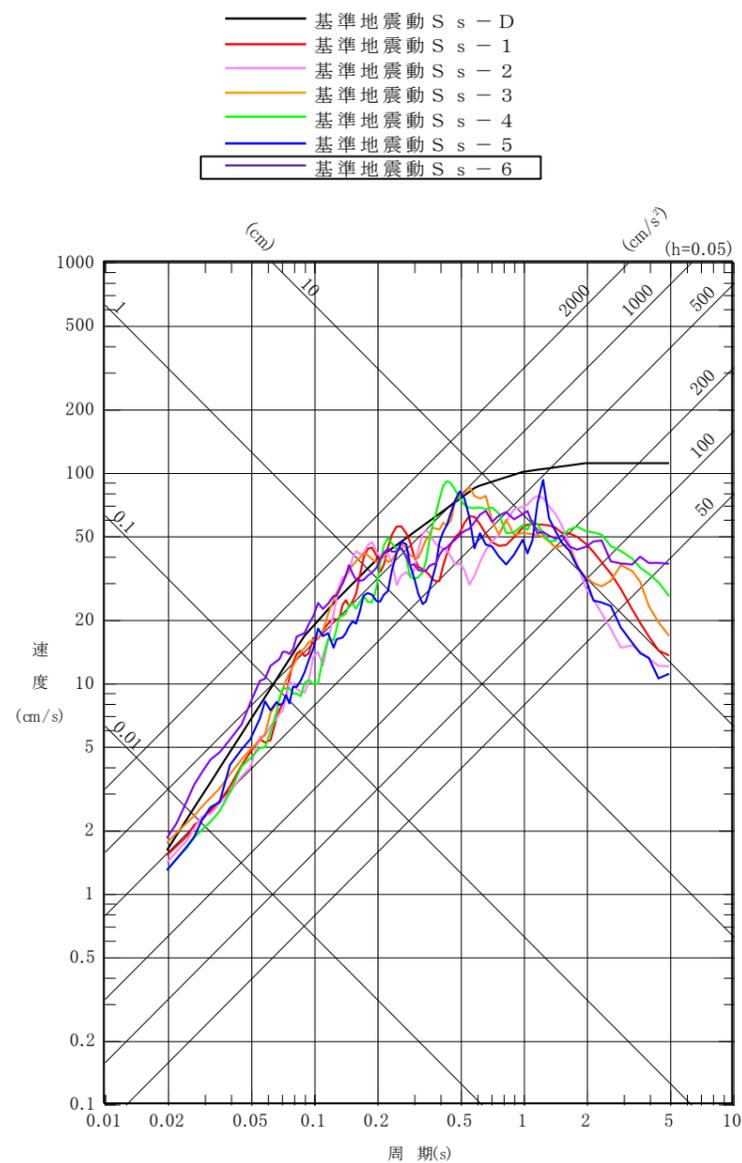
第 5. 6. 39 図(1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル  
(NS 成分)



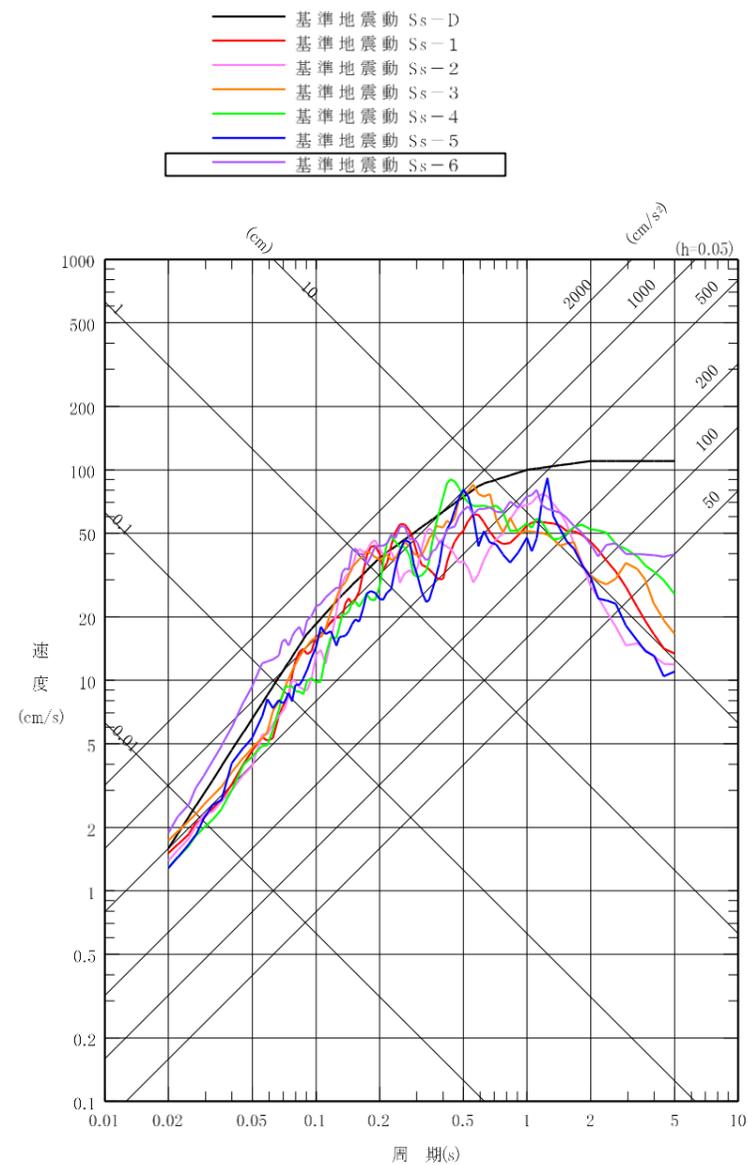
第 5. 6. 37 図(2) 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル  
(EW 成分)



第 5. 6. 39 図(2) 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトル  
(EW 成分)



第 5. 6. 37 図(3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル (UD 成分)



第 5. 6. 39 図(3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル (UD 成分)

第 5. 6. 38 図 設計用応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比

第 5. 6. 39 図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図(1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図(2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図(3) 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図(4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図(5) 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形

第 5. 6. 40 図 設計用応答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル比

第 5. 6. 41 図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

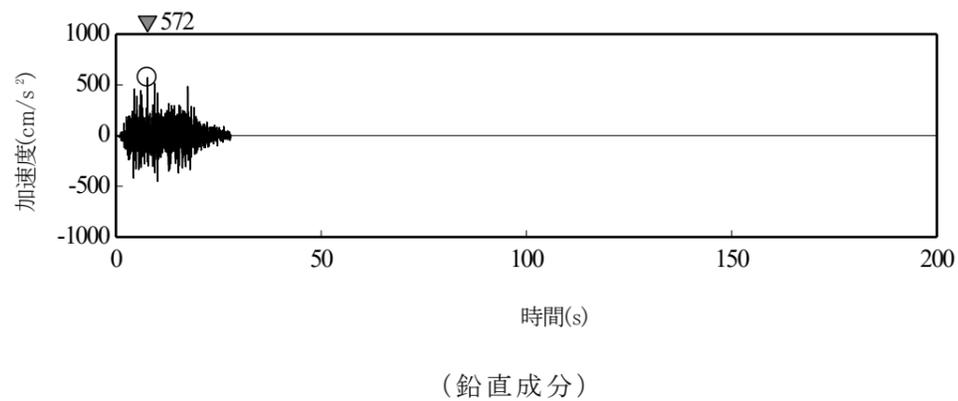
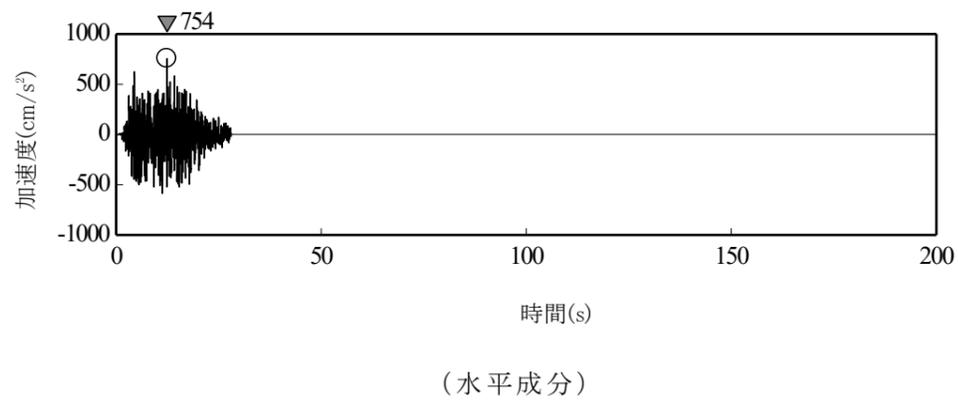
第 5. 6. 42 図(1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

第 5. 6. 42 図(2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

第 5. 6. 42 図(3) 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

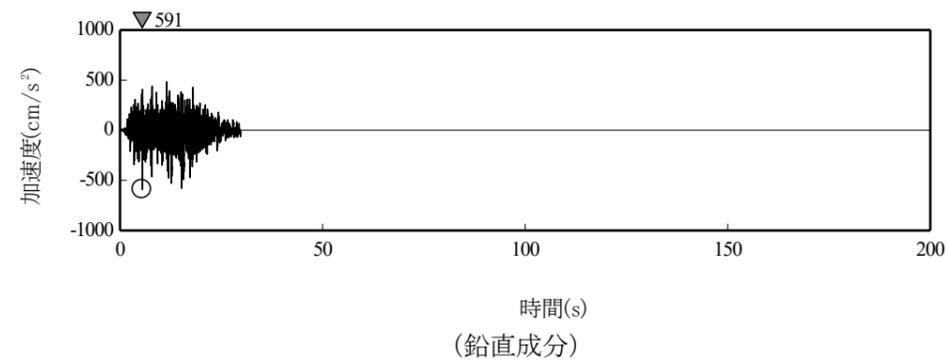
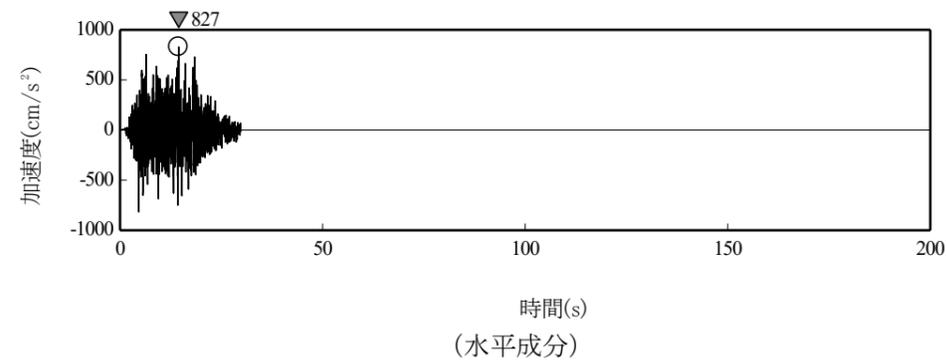
第 5. 6. 42 図(4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

第 5. 6. 42 図(5) 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形



第 5. 6. 40 図(6) 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形

第 5. 7. 1 図 (省略)

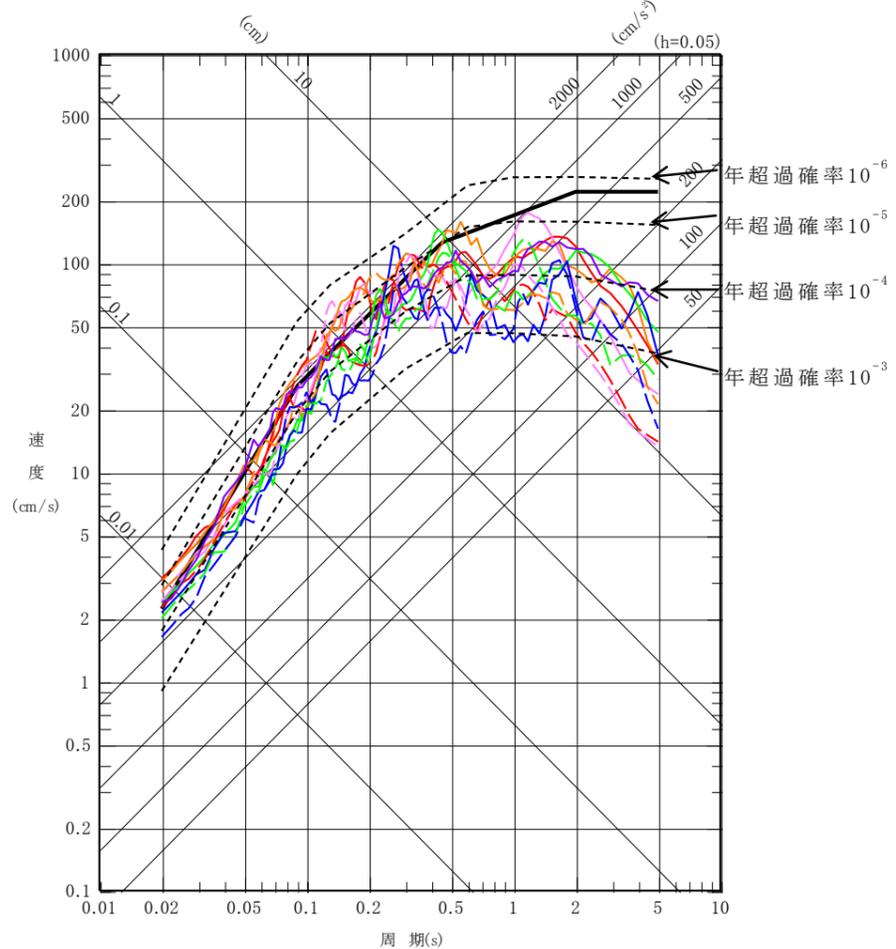


第 5. 6. 43 図 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形

第 5. 7. 1 図 (変更なし)

- 一様ハザードスペクトル
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-D
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-1<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-2<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-3<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-4<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-5<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-6

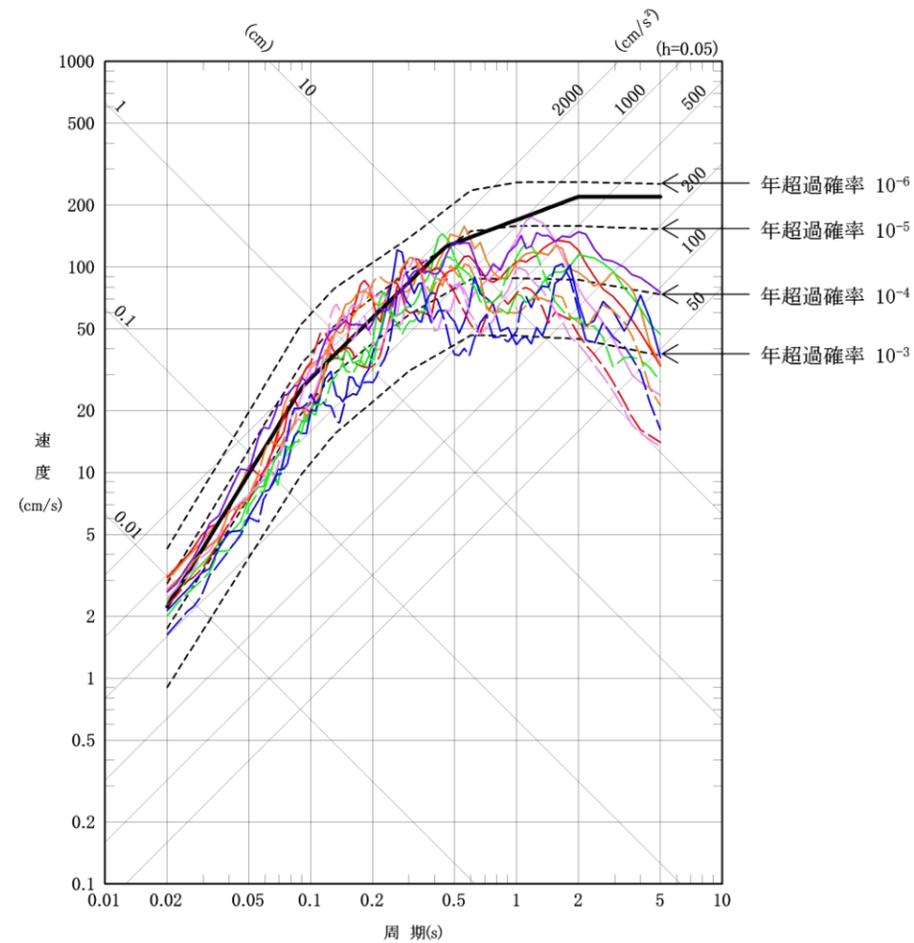
※1 実線はNS成分、破線はEW成分



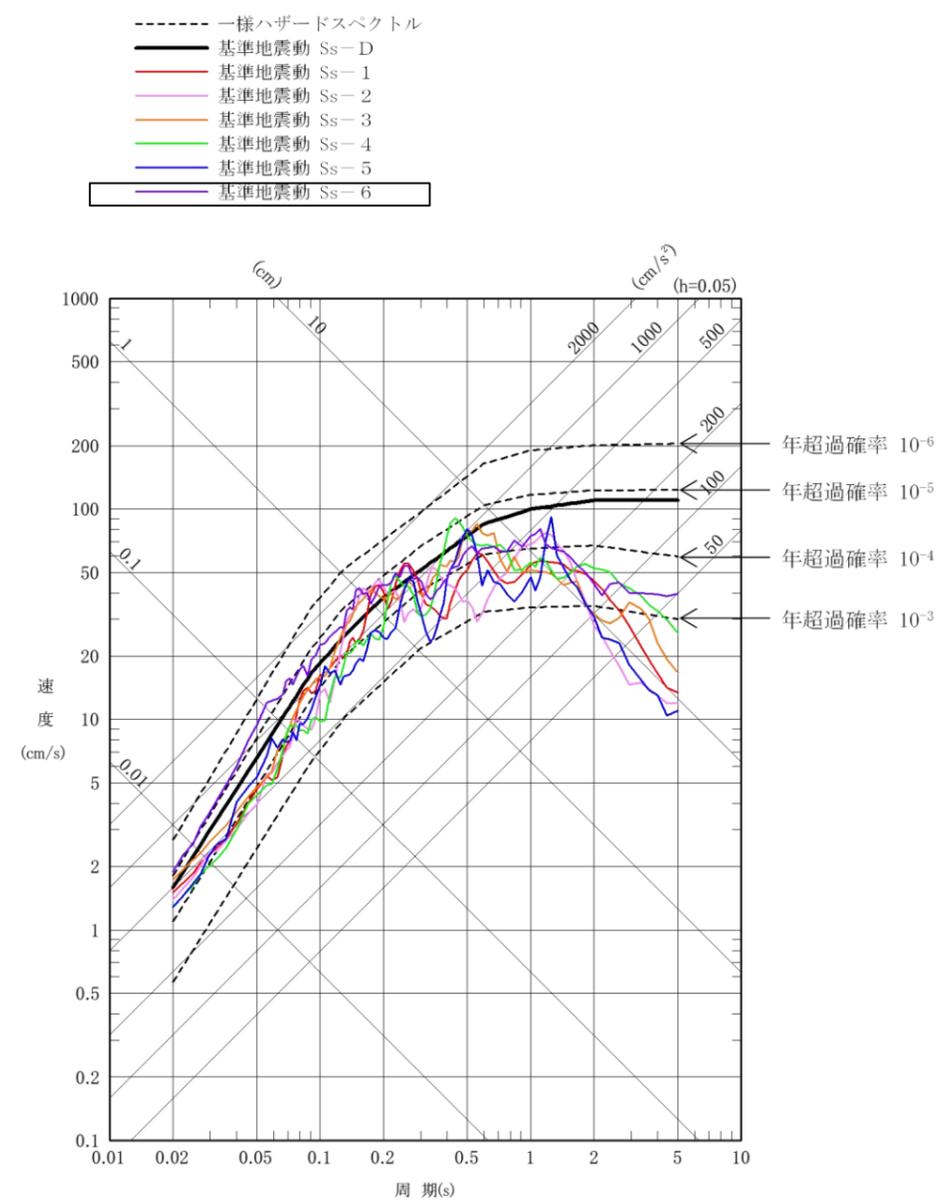
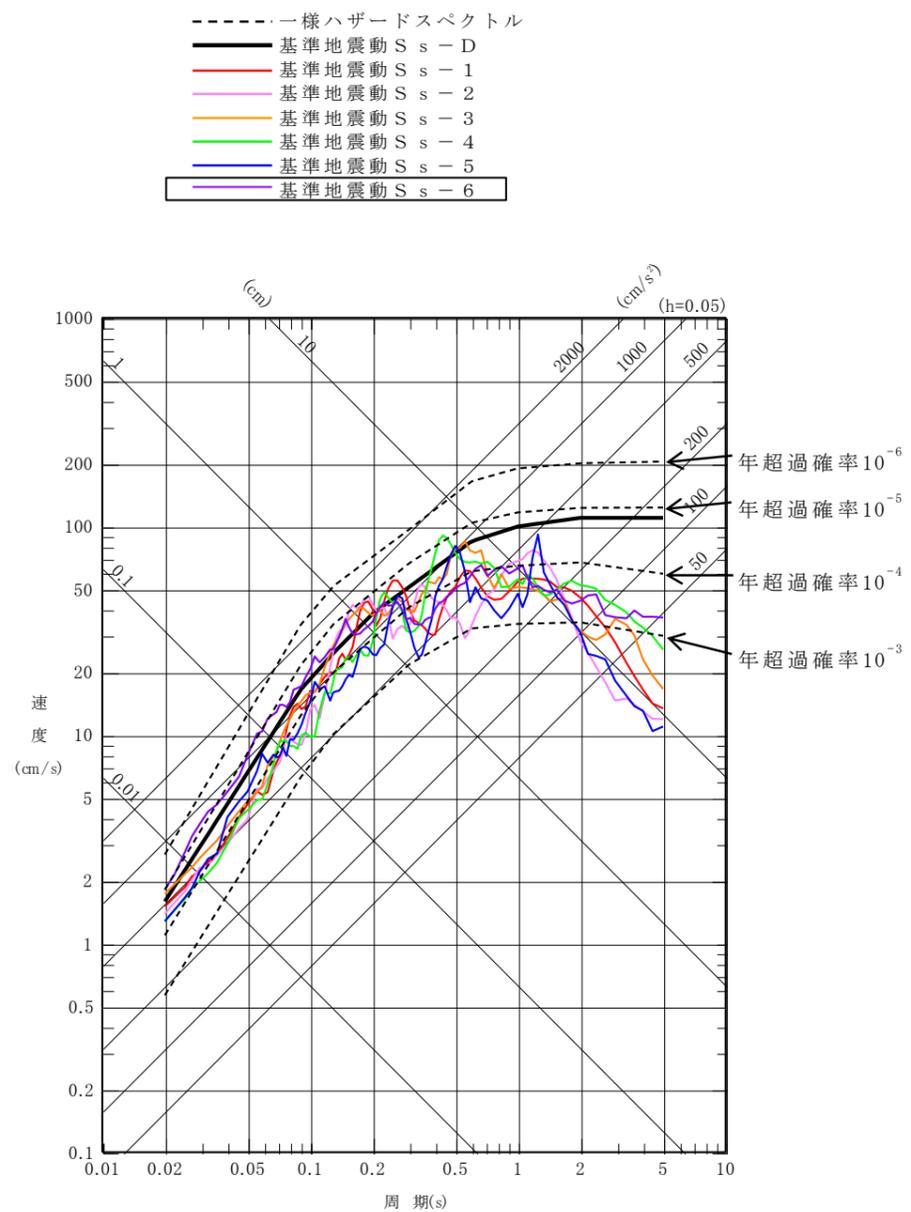
第 5.7.2 図(1) 一様ハザードスペクトルと  
基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトルの比較  
(水平成分)

- 一様ハザードスペクトル
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-D
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-1<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-2<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-3<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-4<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-5<sup>※1</sup>
- 基準地震動 S<sub>s</sub>-6

※1 実線はNS成分、破線はEW成分



第 5.7.2 図(1) 一様ハザードスペクトルと  
基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトルの比較  
(水平成分)



第 5.7.2 図(2) 一様ハザードスペクトルと  
基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較  
(鉛直成分)

第 5.7.2 図(2) 一様ハザードスペクトルと  
基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較  
(鉛直成分)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類6（7.津波）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>7. 津波</p> <p>7.1 概要<br/>(省略)</p> <p>7.2 文献調査</p> <p>7.2.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波</p> <p>敷地周辺の既往津波について文献調査を実施した。既往津波に関する主な文献としては、渡辺(1985)<sup>(1)</sup>、渡辺(1998)<sup>(2)</sup>、宇佐美ほか(2013)<sup>(3)</sup>、宇津ほか編(2001)<sup>(4)</sup>、羽鳥(1975)<sup>(5)</sup>、羽鳥(1987)<sup>(6)</sup>、竹内ほか(2007)<sup>(7)</sup>、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>、国立天文台編(2013)<sup>(9)</sup>等があり、津波堆積物や地震以外を要因とする津波に関する文献としては澤井(2012)<sup>(10)</sup>、羽鳥(1976)<sup>(11)</sup>、Ma et al. (1999)<sup>(12)</sup>等がある。</p> <p>(省略)</p> <p>また、澤井(2012)<sup>(10)</sup>によると、茨城県日立市十王町で確認された津波堆積物からは、3回のイベントが推定され、いずれも河川近傍の T.P.+5 m 以下の低地で検出されている。3回のイベントのうち、文献記録と対比できるのは、1677年延宝房総沖地震津波のみである。</p> <p>7.2.2 行政機関による津波評価</p> <p>行政機関による津波評価については、岩手県(2004)<sup>(13)</sup>、宮城県(2004)<sup>(14)</sup>、福島県(2013)<sup>(15)</sup>、茨城県(2012)<sup>(16)</sup>、千葉県(2012)<sup>(17)</sup>等がある。このうち、茨城県(2012)<sup>(16)</sup>では、東北地方太平洋沖地震津波及びH23想定津波(茨城県が平成19年に想定した「延宝房総沖地震津波」の波源域等を参考とした津波)を波源とするL2津波を評価しており、茨城県沿岸における浸水深分布図が示されている。</p> <p>7.2.3 潮位</p> <p>敷地近傍では潮位の観測が実施されていないため、茨城県(2012)<sup>(16)</sup>において茨城沿岸の朔望平均満潮位として設定されている T.P.+0.7 m を「7. 津波」における想定津波の水位評価の潮位条件として適用した。</p> <p>7.3 地震に起因する津波の評価<br/>(省略)</p> <p>水位変動の評価は、土木学会(2016)<sup>(18)</sup>を参考に実施した。</p> | <p>7. 津波</p> <p>7.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>7.2 文献調査</p> <p>7.2.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波</p> <p>敷地周辺の既往津波について文献調査を実施した。既往津波に関する主な文献としては、渡辺(1985)<sup>(1)</sup>、渡辺(1998)<sup>(2)</sup>、宇佐美ほか(2013)<sup>(3)</sup>、宇津ほか編(2001)<sup>(4)</sup>、羽鳥(1975)<sup>(5)</sup>、羽鳥(1987)<sup>(6)</sup>、竹内ほか(2007)<sup>(7)</sup>、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>、国立天文台編(2013)<sup>(9)</sup>、Ioki and Tanioka (2016)<sup>(10)</sup>、気象庁の発表等がある。</p> <p>(変更なし)</p> <p><u>津波堆積物及び地震以外を要因とする津波に関する文献調査<sup>(11)~(18)</sup>によると、茨城県日立市十王町及び千葉県銚子市で津波堆積物が確認されている。</u></p> <p>澤井(2012)<sup>(11)</sup>及びSawai et al. (2012)<sup>(12)</sup>によると、茨城県日立市十王町で確認された津波堆積物から3回のイベントが推定され、いずれも河川近傍の T.P.+5 m 以下の低地で検出されている。3回のイベントのうち、文献記録と対比できるのは、1677年延宝房総沖地震津波のみである。</p> <p><u>Yanagisawa et al. (2016)<sup>(13)</sup>は、古文書及び津波堆積物調査に基づき、1677年延宝房総沖地震津波が千葉県銚子市の小畑池(T.P.+11.3 m)に浸水したと解釈している。</u></p> <p>7.2.2 行政機関による津波評価</p> <p>行政機関による津波評価については、岩手県(2022)<sup>(19)</sup>、宮城県(2022)<sup>(20)</sup>、福島県(2019)<sup>(21)</sup>、茨城県(2012)<sup>(22)</sup>、千葉県(2018)<sup>(23)</sup>、内閣府(2020, 2022)<sup>(24)(25)</sup>等がある。このうち、茨城県(2012)<sup>(22)</sup>では、東北地方太平洋沖地震津波及びH23想定津波(茨城県が平成19年に想定した「延宝房総沖地震津波」の波源域等を参考とした津波)を波源とするL2津波を評価しており、茨城県沿岸における浸水深分布図が示されている。<u>内閣府(2020, 2022)<sup>(24)(25)</sup>では、避難を軸とした総合的な津波対策の検討のため、最大クラスの津波波源(日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル)が評価されており、茨城県沿岸における浸水深分布図が示されている。</u></p> <p>7.2.3 潮位</p> <p>敷地近傍では潮位の観測が実施されていないため、茨城県(2012)<sup>(22)</sup>において茨城沿岸の朔望平均満潮位として設定されている T.P.+0.7 m を「7. 津波」における想定津波の水位評価の潮位条件として適用した。</p> <p>7.3 地震に起因する津波の評価<br/>(変更なし)</p> <p>水位変動の評価は、土木学会(2016)<sup>(26)</sup>を参考に実施した。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>7.3.1 プレート間地震に起因する津波</p> <p>7.3.1.1 検討対象領域の選定<br/>(省略)</p> <p>7.3.1.2 津波波源の設定に反映する知見の分析<br/>プレート間地震について、最新の知見である 2011 年東北地方太平洋沖地震に関連する知見を対象に文献調査を実施し、2011 年東北地方太平洋沖地震の特徴について、破壊領域、すべり、地震の発生メカニズム及び発生確率に関する情報に着目して分析を行った。</p> <p>(1) 2011 年東北地方太平洋沖地震に関する知見<br/>固着の程度とすべりについては、<u>Suwa et al. (2006)<sup>(19)</sup>、Loveless and Meade(2010<sup>(20)</sup>、2011<sup>(21)</sup>、西村(2013)<sup>(22)</sup>、Ide et al. (2011)<sup>(23)</sup>、Tsuji et al. (2012<sup>(24)</sup>、2013<sup>(25)</sup>、Tanikawa et al. (2013)<sup>(26)</sup>、Ujiie et al. (2013)<sup>(27)</sup></u>において、大きなすべりが生じた領域は、固着の程度が大きい領域に対応しており、海溝軸付近では大きなすべりを生じた（オーバーシュートが生じた）領域が見られ、遠洋性粘土層が連続的に分布している領域に対応しているという見解が示されている。<u>なお、Moore et al. (2015)<sup>(28)</sup>及び Chester et al. (2013)<sup>(29)</sup></u>によると、茨城県沖北端付近では、海溝軸から海山が沈み込み、遠洋性粘土層を分断しているという見解が示されている。</p> <p>固着の程度と破壊伝播については、<u>Loveless and Meade (2015)<sup>(30)</sup>、地震調査研究推進本部(2012)<sup>(31)</sup>、Ye et al. (2012)<sup>(32)</sup>、Kundu et al. (2012)<sup>(33)</sup>、Mochizuki et al. (2008)<sup>(34)</sup>、望月(2011)<sup>(35)</sup>、Nakatani et al. (2015)<sup>(36)</sup>、海洋研究開発機構(2011)<sup>(37)</sup>、Shinohara et al. (2011)<sup>(38)</sup></u>により、固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアとなっており、北米プレートとフィリピン海プレートの境界が余震を含む破壊伝播のバリアとして作用しているという見解が示されている。</p> <p>地震の発生メカニズムについては、<u>Hasegawa et al. (2012)<sup>(39)</sup></u>により、地震前後で応力状態が圧縮状態から引張状態へ変化したことから、三陸沖中部～福島県沖に蓄積されていた巨大地震を引き起こす歪みはほぼ完全に解消されたという見解が示されている。また、<u>地震調査研究推進本部(2012)<sup>(31)</sup>、佐竹(2013)<sup>(40)</sup>、谷岡(2013)<sup>(41)</sup>、宍倉(2013)<sup>(42)</sup>、Shennan et al. (2007)<sup>(43)</sup>、Rajendran(2013)<sup>(44)</sup></u>において、津波堆積物調査結果等から、過去に同規模の巨大地震が数百年間隔で発生しているという見解が示されている。</p> <p>(2) 2011 年東北地方太平洋沖型地震の特徴<br/>(省略)<br/>地震のメカニズムについては、地震の前後でプレート境界上盤側で発生する地震のメカニズムは大きく変化した傾向が見られる。</p> <p>7.3.1.3 津波波源の設定<br/>(省略)</p> | <p>7.3.1 プレート間地震に起因する津波</p> <p>7.3.1.1 検討対象領域の選定<br/>(変更なし)</p> <p>7.3.1.2 津波波源の設定に反映する知見の分析<br/>プレート間地震について、最新の知見である 2011 年東北地方太平洋沖地震に関連する知見を対象に文献調査<sup>(27)~(52)</sup>を実施し、2011 年東北地方太平洋沖地震の特徴について、破壊領域、すべり、地震の発生メカニズム及び発生確率に関する情報に着目して分析を行った。</p> <p>(1) 2011 年東北地方太平洋沖地震に関する知見<br/>固着の程度とすべりについては、大きなすべりが生じた領域は、固着の程度が大きい領域に対応しており、海溝軸付近では大きなすべりを生じた（オーバーシュートが生じた）領域が見られ、遠洋性粘土層が連続的に分布している領域に対応しているという見解が示されている。茨城県沖北端付近では、海溝軸から海山が沈み込み、遠洋性粘土層を分断しているという見解が示されている。</p> <p>固着の程度と破壊伝播については、固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアとなっているという見解が示されている。また北米プレートとフィリピン海プレートの境界が余震を含む破壊伝播のバリアとして作用しているという見解が示されている。</p> <p>地震の発生メカニズムについては、地震前後で応力状態が圧縮状態から引張状態へ変化したことから、三陸沖中部～福島県沖に蓄積されていた巨大地震を引き起こす歪みはほぼ完全に解消されたという見解が示されている。また、津波堆積物調査結果等から、過去に同規模の巨大地震が数百年間隔で発生しているという見解が示されている。</p> <p>(2) 2011 年東北地方太平洋沖型地震の特徴<br/>(変更なし)<br/>地震のメカニズムについては、地震の前後でプレート境界上盤側で発生する地震のメカニズムが大きく変化した傾向が見られる。</p> <p>7.3.1.3 津波波源の設定<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>7.3.1.4 津波評価</p> <p>(1) 既往津波の再現性の確認<br/>(省略)</p> <p>特性化波源モデルの断層面積は、杉野ほか(2014)<sup>(45)</sup>を参考に設定した。平均すべり量については、地震の規模に関するスケーリング則と地震モーメントの定義式から算定した。その際の平均応力降下量については、内閣府(2012a)<sup>(46)</sup>及びMurotani et al. (2013)<sup>(47)</sup>の知見を踏まえて3.0 MPaを設定した。また、剛性率については、2011年東北地方太平洋沖地震のインバージョン解析結果から算出した<math>4.7 \times 10^{10}</math> N/m<sup>2</sup>を設定した。</p> <p>すべり量の不均一性については、杉野ほか(2014)<sup>(45)</sup>を参考に、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、0.33倍に、面積をそれぞれ全体の面積の15%、25%、60%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり域の位置については、海溝軸付近に配置した。特性化波源モデルの諸元を第7.3.5図に示す。</p> <p>再現性は、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>及び敷地内で実施した痕跡高調査結果を用いて評価を実施した。再現性の指標としては、相田(1977)<sup>(48)</sup>による痕跡高と津波シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何学平均値K及びバラツキを表す指標<math>\kappa</math>を用いることとし、土木学会(2016)<sup>(18)</sup>において再現性の目安とされている「<math>0.95 &lt; K &lt; 1.05</math>、<math>\kappa &lt; 1.45</math>」を参考とした。</p> <p>(省略)</p> <p>設定した特性化波源モデルは、青森県北部から千葉県南部の痕跡高に対して計算値の方が大きくなっているが幾何平均(<math>K = 0.93</math>)、幾何標準偏差(<math>\kappa = 1.42</math>)は土木学会(2016)<sup>(18)</sup>の目安値を満足している。</p> <p>(2) 敷地への影響が大きい津波波源の選定<br/>(省略)</p> <p>(3) 茨城県沖に想定する津波波源に関する評価</p> <p>a. 津波モデルの設定</p> <p>茨城県沖に想定する津波波源については、固着の程度が小さい領域に大きなすべりを生じる津波波源を想定した。ただし、波源領域の北限については、断層面積が大きくなるように福島県沖の一部まで拡張して考慮した。ここで波源領域の南限を、Uchida et al. (2009)<sup>(49)</sup>に基づく北米プレートとフィリピン海プレートの構造境界とすると、茨城県沖から房総沖の一部の領域において、モーメントマグニチュードMw8.5となる「茨城県沖に想定する津波波源」が想定できるが、さらに保守性を考慮し、波源の南限を拡張したモーメントマグニチュードMw8.7の「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を評価した。また、すべり量の不均一性について超大すべり域を設定し、杉野ほか(2014)<sup>(45)</sup>による考え方よりも保守的になるように、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の4倍、2倍、0.62倍に、面積をそれぞれ全体の面積の</p> | <p>7.3.1.4 津波評価</p> <p>(1) 既往津波の再現性の確認<br/>(変更なし)</p> <p>特性化波源モデルの断層面積は、杉野ほか(2014)<sup>(53)</sup>を参考に設定した。平均すべり量については、地震の規模に関するスケーリング則と地震モーメントの定義式から算定した。その際の平均応力降下量については、内閣府(2012a)<sup>(54)</sup>及びMurotani et al. (2013)<sup>(55)</sup>の知見を踏まえて3.0 MPaを設定した。また、剛性率については、2011年東北地方太平洋沖地震のインバージョン解析結果から算出した<math>4.7 \times 10^{10}</math> N/m<sup>2</sup>を設定した。</p> <p>すべり量の不均一性については、杉野ほか(2014)<sup>(53)</sup>を参考に、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、0.33倍に、面積をそれぞれ全体の面積の15%、25%、60%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり域の位置については、海溝軸付近に配置した。特性化波源モデルの諸元を第7.3.5図に示す。</p> <p>再現性は、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>及び敷地内で実施した痕跡高調査結果を用いて評価を実施した。再現性の指標としては、相田(1977)<sup>(56)</sup>による痕跡高と津波シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何学平均値K及びバラツキを表す指標<math>\kappa</math>を用いることとし、土木学会(2016)<sup>(26)</sup>において再現性の目安とされている「<math>0.95 &lt; K &lt; 1.05</math>、<math>\kappa &lt; 1.45</math>」を参考とした。</p> <p>(変更なし)</p> <p>設定した特性化波源モデルは、青森県北部から千葉県南部の痕跡高に対して計算値の方が大きくなっているが幾何平均(<math>K = 0.93</math>)、幾何標準偏差(<math>\kappa = 1.42</math>)は土木学会(2016)<sup>(26)</sup>の目安値を満足している。</p> <p>(2) 敷地への影響が大きい津波波源の選定<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 茨城県沖に想定する津波波源に関する評価</p> <p>a. 津波モデルの設定</p> <p>茨城県沖に想定する津波波源については、固着の程度が小さい領域に大きなすべりを生じる津波波源を想定した。ただし、波源領域の北限については、断層面積が大きくなるように福島県沖の一部まで拡張して考慮した。ここで波源領域の南限を、Uchida et al. (2009)<sup>(57)</sup>及び地震調査研究推進本部(2019)<sup>(58)</sup>に基づく北米プレートとフィリピン海プレートの構造境界とすると、茨城県沖から房総沖の一部の領域において、モーメントマグニチュードMw8.5となる「茨城県沖に想定する津波波源」が想定できるが、さらに保守性を考慮し、波源の南限を拡張したモーメントマグニチュードMw8.7の「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を評価した。また、すべり量の不均一性について超大すべり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の4倍、2倍、0.62</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>5%、15%、80%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり域の位置については、海溝軸付近に配置した。<br/>(省略)</p> <p>b. ～c. (省略)</p> <p>7.3.2 海洋プレート内地震に起因する津波</p> <p>7.3.2.1 津波波源の設定</p> <p>Álvarez-Gómez et al. (2012)<sup>(50)</sup>に基づけば、1933年昭和三陸地震は国内外で最大規模の海洋プレート内地震である。また、地震調査研究推進本部(2012)<sup>(31)</sup>は、次の地震の規模を1933年昭和三陸地震と同等と評価している。これらを踏まえ、津波波源の設定については1933年昭和三陸地震津波を基本とした。</p> <p>発生領域については、地震調査研究推進本部(2012)<sup>(31)</sup>は1933年昭和三陸地震と同様な地震が三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの領域内のどこでも発生するとしていることを踏まえ、三陸沖北部から房総沖までとした。</p> <p>7.3.2.2 津波評価</p> <p>(1) 波源モデルの設定</p> <p>1933年昭和三陸地震津波の波源モデルについては、土木学会(2011)<sup>(51)</sup>、2016<sup>(48)</sup>を参考に設定した。なお、波源モデルについては、土木学会(2016)<sup>(48)</sup>において1611年の津波が海洋プレート内地震であった場合の地震規模をMw8.6として評価していることを踏まえ、保守的にMw8.6にスケーリングした一様断層モデルとした。波源モデルの諸元を第7.3.12図に示す。</p> <p>(2) 数値シミュレーション<br/>(省略)</p> <p>(3) パラメータスタディ</p> <p>三陸沖北部から房総沖までの範囲で、断層の位置、走向及び傾斜の変動を設定し、不確かさを考慮した。パラメータスタディの設定について、第7.3.13図に示す。<br/>(省略)</p> <p>7.3.3 海域活断層による地殻内地震に起因する津波</p> <p>7.3.3.1 津波波源の設定<br/>(省略)</p> <p>7.3.3.2 津波評価</p> | <p>倍に、面積をそれぞれ全体の面積の5%、15%、80%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり域の位置については、海溝軸付近に配置した。<br/>(変更なし)</p> <p>b. ～c. (変更なし)</p> <p>7.3.2 海洋プレート内地震に起因する津波</p> <p>7.3.2.1 津波波源の設定</p> <p><u>波源の設定に当たり、文献調査<sup>(59)～(62)</sup>を実施した。</u>Álvarez-Gómez et al. (2012)<sup>(59)</sup>に基づけば、1933年昭和三陸地震は国内外で最大規模の海洋プレート内地震である。また、地震調査研究推進本部(2012)<sup>(39)</sup>は、次の地震の規模を1933年昭和三陸地震と同等と評価している。これらを踏まえ、津波波源の設定については1933年昭和三陸地震津波を基本とした。</p> <p>発生領域については、地震調査研究推進本部(2012)<sup>(39)</sup>によると1933年昭和三陸地震と同様な地震が三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの領域内のどこでも発生するとしていることを踏まえ、三陸沖北部から房総沖までとした。</p> <p>7.3.2.2 津波評価</p> <p>(1) 波源モデルの設定</p> <p>1933年昭和三陸地震津波の波源モデルについては、土木学会(2011)<sup>(60)</sup>、2016<sup>(26)</sup>を参考に設定した。なお、波源モデルについては、土木学会(2016)<sup>(26)</sup>において1611年の津波が海洋プレート内地震であった場合の地震規模をMw8.6として評価していることを踏まえ、保守的にMw8.6にスケーリングした一様断層モデルとした。波源モデルの諸元を第7.3.12図に示す。</p> <p>(2) 数値シミュレーション<br/>(変更なし)</p> <p>(3) パラメータスタディ</p> <p>三陸沖北部から房総沖までの範囲で、断層の位置及び走向の変動を設定し、不確かさを考慮した。パラメータスタディの設定について、第7.3.13図に示す。<br/>(変更なし)</p> <p>7.3.3 海域活断層による地殻内地震に起因する津波</p> <p>7.3.3.1 津波波源の設定<br/>(変更なし)</p> <p>7.3.3.2 津波評価</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>阿部(1989)<sup>(52)</sup>の簡易予測式による推定津波高の比較により、敷地に及ぼす影響が大きいと考えられる津波波源を抽出した。</p> <p>阿部(1989)<sup>(52)</sup>の簡易予測式で用いた津波波源の諸元及び津波高の比較結果を第 7.3.6 表及び第 7.3.14 図に示す。</p> <p>(省略)</p> <p>7.3.4 地震に起因する津波の評価のまとめ<br/>(省略)</p> <p>7.4 地震以外に起因する津波の評価<br/>(省略)</p> <p>7.4.1 陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波<br/>(省略)</p> <p>塩屋崎から犬吠崎の範囲における陸域の地すべりに関する文献では、防災科学技術研究所(2004)<sup>(53)</sup>によって敷地の南方に地すべり地形が示されている。空中写真判読及び国土地理院 5mDEM による地形判読を実施した結果、敷地に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある陸上の地すべり及び斜面崩壊の地形は認められなかった。地形判読結果を第 7.4.1 図に示す。</p> <p>海底地すべりに関する文献では、徳山ほか(2001)<sup>(54)</sup>に、いわきの沖合に海底地すべり地形が示されている。徳山ほか(2001)<sup>(54)</sup>が示す地すべりを含む範囲について、一般財団法人日本水路協会発行の海底地形デジタルデータ M7000 シリーズを用いた 150mDEM データにより海底地すべり地形判読調査を実施した結果、海底地すべり地形は判読されなかった(第 7.4.2 図)。また、産業技術総合研究所(2015)<sup>(55)</sup>による東日本沖太平洋海域(GH762)の音波探査記録(サブボトムプロファイラー)を用いて、池原ほか(1990)<sup>(56)</sup>に示される考え方にに基づき海底地すべりの検討を実施した結果、徳山ほか(2001)<sup>(54)</sup>に図示された海底地すべりは層相 2(砂質堆積物)に区分され、海底地すべりを示唆する特徴的な構造は確認されなかった(第 7.4.3 図)。したがって、徳山ほか(2001)<sup>(54)</sup>に図示された位置に海底地すべりはないものと判断した。また「3. 地盤」に示される敷地前面海域の海底地形の判読を実施した結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められなかった。</p> <p>(省略)</p> <p>なお、文献調査の結果、Moore et al. (1989)<sup>(57)</sup>によれば、ハワイ諸島では過去に複数の海底地すべりが発生したことが示されている。過去に発生した海底地すべりの中から、後期更新世以降に発生して巨大津波を伴った可能性があり、面積の大きいハワイ島西部の海底地すべりを評価対象として選定した。</p> <p>選定した地すべりについて、ハワイ大学マノア校海洋地球科学技術学部(SOEST)による地形デジタルデータ(50mグリッド)を用いて地すべり規模(体積)を算出し、Papadopoulos and Kortekaas(2003)<sup>(58)</sup>に示されている地すべりの体積と津波水位の関係を参考に日本沿岸における水位を推定した結果、敷地への影響は小さいことを確認した。</p> | <p>阿部(1989)<sup>(63)</sup>の簡易予測式による推定津波高の比較により、敷地に及ぼす影響が大きいと考えられる津波波源を抽出した。</p> <p>阿部(1989)<sup>(63)</sup>の簡易予測式で用いた津波波源の諸元及び津波高の比較結果を第 7.3.6 表及び第 7.3.14 図に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>7.3.4 地震に起因する津波の評価のまとめ<br/>(変更なし)</p> <p>7.4 地震以外に起因する津波の評価<br/>(変更なし)</p> <p>7.4.1 陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波<br/>(変更なし)</p> <p>塩屋崎から犬吠崎の範囲における陸域の地すべりに関する文献では、防災科学技術研究所(2004)<sup>(64)</sup>によって敷地の南方に地すべり地形が示されている。空中写真判読及び国土地理院 5mDEM による地形判読を実施した結果、敷地に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある陸上の地すべり及び斜面崩壊の地形は認められなかった。地形判読結果を第 7.4.1 図に示す。</p> <p>海底地すべりに関する文献では、徳山ほか(2001)<sup>(65)</sup>に、いわきの沖合に海底地すべり地形が示されている。徳山ほか(2001)<sup>(65)</sup>が示す地すべりを含む範囲について、一般財団法人日本水路協会発行の海底地形デジタルデータ M7000 シリーズを用いた 150mDEM データにより海底地すべり地形判読調査を実施した結果、海底地すべり地形は判読されなかった(第 7.4.2 図)。また、産業技術総合研究所(2015)<sup>(66)</sup>による東日本沖太平洋海域(GH762)の音波探査記録(サブボトムプロファイラー)を用いて、池原ほか(1990)<sup>(67)</sup>に示される考え方にに基づき海底地すべりの検討を実施した結果、徳山ほか(2001)<sup>(65)</sup>に図示された海底地すべりは層相 2(砂質堆積物)に区分され、海底地すべりを示唆する特徴的な構造は確認されなかった(第 7.4.3 図)。したがって、徳山ほか(2001)<sup>(65)</sup>に図示された位置に海底地すべりはないものと判断した。また「3. 地盤」に示される敷地前面海域の海底地形の判読を実施した結果、海底地すべりの可能性のある地形は認められなかった。</p> <p>(変更なし)</p> <p>なお、文献調査の結果、Moore et al. (1989)<sup>(68)</sup>によれば、ハワイ諸島では過去に複数の海底地すべりが発生したことが示されている。過去に発生した海底地すべりの中から、後期更新世以降に発生して巨大津波を伴った可能性があり、面積の大きいハワイ島西部の海底地すべりを評価対象として選定した。</p> <p>選定した地すべりについて、ハワイ大学マノア校海洋地球科学技術学部(SOEST)による地形デジタルデータ(50mグリッド)を用いて地すべり規模(体積)を算出し、Papadopoulos and Kortekaas(2003)<sup>(69)</sup>に示されている地すべりの体積と津波水位の関係を参考に日本沿岸における水位を推定した結果、敷地への影響は小さいことを確認した。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>7.4.2 火山現象に起因する津波</p> <p>敷地周辺において、火山現象による歴史津波の記録はなく、海底活火山の存在も認められない（「8. 火山」参照）ことから、火山現象に起因する津波について、敷地への影響はない。</p> <p>なお、阿部・平野(2007)<sup>(59)</sup>によると、三陸沖で沈み込む太平洋プレート(海洋プレート)上でこれまで分かっている火山活動とは異なる、新しいタイプの火山(プチスポット)の存在が示されている。過去に海中噴火が発生していることから、海中噴火に伴う津波について、平野(2007)<sup>(60)</sup>等に示されているプチスポットの特徴（第 7.4.1 表）を踏まえ、Levin and Nosov(2009)<sup>(61)</sup>の海底火山からの噴出物により発生する水位の推定方法を用いて津波水位を評価した。その結果、敷地への影響は小さいことを確認した。</p> <p>7.4.3 地震以外に起因する津波の評価のまとめ<br/>(省略)</p> <p>7.5 津波発生要因の組み合わせの検討<br/>(省略)</p> <p>7.6 施設への津波の遡上評価<br/>(省略)</p> <p>なお、選定された波源による津波高さは、過去に敷地に襲来した津波(2011年東北地方太平洋沖地震津波)を上回っており、また、行政機関による既往評価との比較として茨城県(2012)<sup>(16)</sup>評価を上回ることを確認した。行政機関による既往評価との比較を第 7.6.2 図に示す。</p> <p>7.7 立地上の余裕に対する検討<br/>(省略)</p> <p>具体的には、破壊伝播速度については、津波インバージョン解析による知見(Fujii and Satake(2007)<sup>(62)</sup>、杉野ほか(2014)<sup>(45)</sup>、Satake et al.(2013)<sup>(63)</sup>、内閣府(2012b)<sup>(64)</sup>、地震調査研究推進本部(2005)<sup>(65)</sup>)を参考に、1.0 km/s~3.0 km/sの範囲で設定した。破壊開始点については、地震調査研究推進本部(2009)<sup>(66)</sup>を参考に複数設定した。立ち上がり時間については、Satake et al.(2013)<sup>(63)</sup>及び内閣府(2012b)<sup>(64)</sup>を参考に30秒及び60秒を設定した。パラメータスタディの設定を第 7.7.1 図に、評価結果を第 7.7.1、7.7.2 表に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>7.8 参考文献<br/>(1)~(9) (省略)</p> | <p>7.4.2 火山現象に起因する津波</p> <p>敷地周辺において、火山現象による歴史津波の記録はなく、海底活火山の存在も認められない（「8. 火山」参照）ことから、火山現象に起因する津波について、敷地への影響はない。</p> <p>なお、阿部・平野(2007)<sup>(70)</sup>によると、三陸沖で沈み込む太平洋プレート(海洋プレート)上でこれまで分かっている火山活動とは異なる、新しいタイプの火山(プチスポット)の存在が示されている。過去に海中噴火が発生していることから、海中噴火に伴う津波について、平野(2007)<sup>(71)</sup>等に示されているプチスポットの特徴（第 7.4.1 表）を踏まえ、Levin and Nosov(2009)<sup>(72)</sup>の海底火山からの噴出物により発生する水位の推定方法を用いて津波水位を評価した。その結果、敷地への影響は小さいことを確認した。</p> <p>7.4.3 地震以外に起因する津波の評価のまとめ<br/>(変更なし)</p> <p>7.5 津波発生要因の組み合わせの検討<br/>(変更なし)</p> <p>7.6 施設への津波の遡上評価<br/>(変更なし)</p> <p>なお、選定された波源による津波高さは、過去に敷地に襲来した津波(2011年東北地方太平洋沖地震津波)を上回っており、<u>また選定された波源と同規模の津波波源による遡上域が、津波堆積物調査結果等(竹内他(2007)<sup>(7)</sup>、澤井(2012)<sup>(11)</sup>、Sawai et al.(2012)<sup>(12)</sup>及び Yanagisawa et al.(2016)<sup>(13)</sup>)を上回っていることから、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波の規模を超えていることを確認した。</u>また、行政機関による既往評価との比較として茨城県(2012)<sup>(22)</sup>評価、<u>内閣府(2020, 2022)<sup>(24)(25)</sup>評価</u>を上回ることを確認した。<u>地質学的証拠及び歴史記録等による確認結果を第 7.6.2 図に、行政機関による既往評価との比較を第 7.6.3 図に示す。</u></p> <p>7.7 立地上の余裕に対する検討<br/>(変更なし)</p> <p>具体的には、破壊伝播速度については、津波インバージョン解析による知見(Fujii and Satake(2007)<sup>(73)</sup>、杉野ほか(2014)<sup>(53)</sup>、Satake et al.(2013)<sup>(74)</sup>、内閣府(2012b)<sup>(75)</sup>、地震調査研究推進本部(2005)<sup>(76)</sup>)を参考に、1.0 km/s~3.0 km/sの範囲で設定した。破壊開始点については、地震調査研究推進本部(2009)<sup>(77)</sup>を参考に複数設定した。立ち上がり時間については、Satake et al.(2013)<sup>(74)</sup>及び内閣府(2012b)<sup>(75)</sup>を参考に30秒及び60秒を設定した。パラメータスタディの設定を第 7.7.1 図に、評価結果を第 7.7.1、7.7.2 表に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>7.8 参考文献<br/>(1)~(9) (変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(10) 澤井祐紀. 堆積物の記録から明らかになった日本海溝の巨大津波—茨城県における痕跡—. AFERC NEWS No.39. 活断層・地震研究センター, 2012, pp.1-4. 2016-09-05, &lt;<a href="https://unit.aist.go.jp/ievg/katsudo/ievg_news/aferc_news/no.39.pdf">https://unit.aist.go.jp/ievg/katsudo/ievg_news/aferc_news/no.39.pdf</a>&gt;.</p> <p>(11) 羽鳥徳太郎. 1975年ハワイ島(Kalapana)津波と日本沿岸での挙動. 地震 第2輯. 第29巻, 1976, pp.355-363.</p> <p>(12) Kuo-Fong Ma, Hiroo Kanamori, Kenji Satake. Mechanism of the 1975 Kalapana, Hawaii, earthquake inferred from tsunami data. Journal of Geophysical Research. Vol.104, Issue B6, 1999, pp.13153-13167.</p> <p>(13) 岩手県. 岩手県地震・津波シミュレーション及び被害想定調査に関する報告書(概要版) 平成16年11月. 岩手県, 2004, 2006-06-27, &lt;<a href="http://www2.pref.iwate.jp/~hp010801/tsunami/yosokuzu/houkokusyo.pdf">http://www2.pref.iwate.jp/~hp010801/tsunami/yosokuzu/houkokusyo.pdf</a>&gt;.</p> <p>(14) 宮城県. 宮城県地震被害想定調査に関する報告書 平成16年3月. 宮城県防災会議地震対策等専門部会, 2004, 2012-09-10, &lt;<a href="https://www.pref.miyagi.jp/uploaded/attachment/255197.pdf">https://www.pref.miyagi.jp/uploaded/attachment/255197.pdf</a>&gt;.</p> | <p>(10) Kei Ioki, Yuichiro Tanioka. Re-estimated fault model of the 17th century great earthquake off Hokkaido using tsunami deposit data. Earth and Planetary Science Letters. vol.433, 2016, pp.133-138.</p> <p>(11) 澤井祐紀. 堆積物の記録から明らかになった日本海溝の巨大津波—茨城県における痕跡—. AFERC NEWS No.39. 活断層・地震研究センター, 2012, pp.1-4. 2016-09-05, &lt;<a href="https://unit.aist.go.jp/ievg/katsudo/ievg_news/aferc_news/no.39.pdf">https://unit.aist.go.jp/ievg/katsudo/ievg_news/aferc_news/no.39.pdf</a>&gt;.</p> <p>(12) Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Yukinobu Okamura, Kenji Satake, Masanobu Shishikura. Challenges of anticipating the 2011 Tohoku earthquake and tsunami using coastal geology. Geophysical Research Letters. Vol.39, 2012, Vol.39, L21309.</p> <p>(13) H. Yanagisawa, K Goto, D. Sugawara, K. Kanamaru, N. Iwamoto, Y. Takamori. Tsunami earthquake can occur elsewhere along the Japan Trench—Historical and geological evidence for the 1677 earthquake and tsunami. Journal of Geophysical Research. Vol.121, 2016, pp.3504-3516.</p> <p>(14) Pilarczyk, J., Y. Sawai, B. Horton, Y. Namegaya, T. Shinozaki, K. Tanigawa, D. Matsumoto, T. Dura, O. Fujiwara, M. Shishikura. Paleoseismic evidence of earthquakes and tsunamis along the southern part of the Japan Trench. EGU General Assembly 2016. Vol.18, EGU2016-749.</p> <p>(15) 羽鳥徳太郎. 1975年ハワイ島(Kalapana)津波と日本沿岸での挙動. 地震 第2輯. 第29巻, 1976, pp.355-363.</p> <p>(16) 産業技術総合研究所. 津波堆積物データベース. 2016, 2016-08-15, &lt;<a href="https://gbank.gsj.jp/tsunami_deposit_db/">https://gbank.gsj.jp/tsunami_deposit_db/</a>&gt;.</p> <p>(17) Jessica E. Pilarczyk, Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Toru Tamura, Koichiro Tanigawa, Dan Matsumoto, Tetsuya Shinozaki, Osamu Fujiwara, Masanobu Shishikura, Yumi Shimada, Tina Dura, Benjamin P. Horton, Andrew C. Parnell, Christopher H. Vane. A further source of Tokyo earthquakes and Pacific Ocean tsunamis. Nat. Geosci. 14, 2021, pp.796-800. <a href="https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2">https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2</a></p> <p>(18) 産業技術総合研究所. 産総研：千葉県の太平洋岸で歴史記録にない津波の痕跡を発見. 産業技術総合研究所, 2021, 2021-09-03, &lt;<a href="https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2021/pr20210903/pr20210903.html">https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2021/pr20210903/pr20210903.html</a>&gt;</p> <p>(19) 岩手県. 最大クラスの津波浸水想定について 令和4年3月29日. 岩手県, 2022, 2022-07-01, &lt;<a href="https://www.pref.iwate.jp/kendozukuri/kasensabou/kaigan/1038410/1053312/index.html">https://www.pref.iwate.jp/kendozukuri/kasensabou/kaigan/1038410/1053312/index.html</a>&gt;</p> <p>(20) 宮城県. 津波浸水想定の設定公表について. 宮城県津波浸水想定の設定に関する検討会, 2022, 2022-07-25, &lt;<a href="https://www.pref.miyagi.jp/soshiki/kasen/miyagi-tsunami-shinsuisoutei-published1.html">https://www.pref.miyagi.jp/soshiki/kasen/miyagi-tsunami-shinsuisoutei-published1.html</a>&gt;.</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(15) 福島県. “福島県地震・津波被害想定調査の概要 - 福島県ホームページ”. 福島県, 2013, 2013-12-01, &lt;<a href="https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025b/jishin-tsunami.html">https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025b/jishin-tsunami.html</a>&gt;.</p> <p>(16) 茨城県. “茨城県津波浸水想定／茨城県” 平成 24 年 8 月. 茨城沿岸津波対策検討委員会, 2012, 2016-03-18, &lt;<a href="http://www.pref.ibaraki.jp/doboku/kasen/coast/035100.html">http://www.pref.ibaraki.jp/doboku/kasen/coast/035100.html</a>&gt;.</p> <p>(17) 千葉県. “平成 23 年度東日本大震災千葉県津波調査業務委託報告書 (概要版) / 千葉県” 平成 24 年 3 月. 千葉県, 2012, 2016-03-18, &lt;<a href="https://www.pref.chiba.lg.jp/bousaik/tsunamityosa/h23houkoku.html">https://www.pref.chiba.lg.jp/bousaik/tsunamityosa/h23houkoku.html</a>&gt;.</p> <p>(18) 土木学会. 原子力発電所の津波評価技術 2016 平成 28 年 9 月. 土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会, 2016, 2017-09-06, &lt;<a href="http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/84">http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/84</a>&gt;.</p> <p>(19) Yoko Suwa, Satoshi Miura, Akira Hasegawa, Toshiya Sato, Kenji Tachibana. Interplate coupling beneath NE Japan inferred from three-dimensional displacement field. Journal of Geophysical Research. Vol.111, B04402, 2006.</p> <p>(20) John P. Loveless, Brendan J Meade. Geodetic imaging of plate motions, slip rates, and partitioning of deformation in Japan. Journal of Geophysical Research. Vol.115, B02410, 2010.</p> <p>(21) John P. Loveless, Brendan J Meade. Spatial correlation of interseismic coupling and coseismic rupture extent of the 2011 MW = 9.0 Tohoku-oki earthquake. Geophysical Research Letters. Vol.38, L17306, 2011.</p> <p>(22) 西村卓也. 測地データから推定された環太平洋地域のプレート間カップリング. 地震予知連絡会会報. 第 89 巻, 12-15, 2013.</p> <p>(23) Satoshi Ide, Annemarie Baltay, Gregory C. Beroza. Shallow dynamic overshoot and energetic deep rupture in the 2011 Mw 9.0 Tohoku-Oki Earthquake. Science, Vol. 332, Issue 6036, 2011, pp.1426-1429.</p> <p>(24) Takeshi TSUJI, Yoshihiro ITO, Kiichiro KAWAMURA, Toshiya KANAMATSU, Takafumi KASAYA, Masataka KINOSHITA, Toshifumi MATSUOKA, YK11-04E and YK11-06E Shipboard Scientists. Seismogenic faults of the 2011 Great East Japan earthquake : insight from seismic data and seafloor observations. Proceedings of the International Symposium on Engineering Lessons Learned from the 2011 Great East Japan Earthquake. 2012, pp.281-288.</p> <p>(25) Takeshi Tsuji, Kiichiro Kawamura, Toshiya Kanamatsu, Takafumi Kasaya, Katsunori Fujikura, Yoshihiro Ito, Tetsuro Tsuru, Masataka Kinoshita. Extension of continental crust by anelastic deformation during the 2011 Tohoku-oki earthquake: The role of extensional faulting in the generation of a great tsunami. Earth and Planetary Science Letters. vol.364, 2013, pp.44-58.</p> | <p>(21) 福島県. 津波防災地域づくりに関する法律に基づく津波浸水想定の設定について. 福島県, 2019, 2020-09-02, &lt;<a href="https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/41045a/tsunami-shinsuisoutei.html">https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/41045a/tsunami-shinsuisoutei.html</a>&gt;.</p> <p>(22) 茨城県. “茨城県津波浸水想定／茨城県” 平成 24 年 8 月. 茨城沿岸津波対策検討委員会, 2012, 2016-03-18, &lt;<a href="http://www.pref.ibaraki.jp/doboku/kasen/coast/035100.html">http://www.pref.ibaraki.jp/doboku/kasen/coast/035100.html</a>&gt;.</p> <p>(23) 千葉県. 「津波防災地域づくりに関する法律」に基づく津波浸水想定の設定について. 千葉県, 2018, 2021-03-30, &lt;<a href="https://www.pref.chiba.lg.jp/kendosei/tsunami-shinsuisoutei.html">https://www.pref.chiba.lg.jp/kendosei/tsunami-shinsuisoutei.html</a>&gt;.</p> <p>(24) 内閣府. 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会概要報告 2020 年 4 月. 内閣府, 2020, 2022-03-22, &lt;<a href="https://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/">https://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/</a>&gt;.</p> <p>(25) 内閣府. 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会最終報告 2022 年 3 月. 内閣府, 2022, 2022-03-22, &lt;<a href="https://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/">https://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/</a>&gt;.</p> <p>(26) 土木学会. 原子力発電所の津波評価技術 2016 平成 28 年 9 月. 土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会, 2016, 2017-09-06, &lt;<a href="http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/84">http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/84</a>&gt;.</p> <p>(27) Yoko Suwa, Satoshi Miura, Akira Hasegawa, Toshiya Sato, Kenji Tachibana. Interplate coupling beneath NE Japan inferred from three-dimensional displacement field. Journal of Geophysical Research. Vol.111, B04402, 2006.</p> <p>(28) John P. Loveless, Brendan J Meade. Geodetic imaging of plate motions, slip rates, and partitioning of deformation in Japan. Journal of Geophysical Research. Vol.115, B02410, 2010.</p> <p>(29) John P. Loveless, Brendan J Meade. Spatial correlation of interseismic coupling and coseismic rupture extent of the 2011 MW = 9.0 Tohoku-oki earthquake. Geophysical Research Letters. Vol.38, L17306, 2011.</p> <p>(30) 西村卓也. 測地データから推定された環太平洋地域のプレート間カップリング. 地震予知連絡会会報. 第 89 巻, 12-15, 2013.</p> <p>(31) Satoshi Ide, Annemarie Baltay, Gregory C. Beroza. Shallow dynamic overshoot and energetic deep rupture in the 2011 Mw 9.0 Tohoku-Oki Earthquake. Science, Vol. 332, Issue 6036, 2011, pp.1426-1429.</p> <p>(32) Takeshi TSUJI, Yoshihiro ITO, Kiichiro KAWAMURA, Toshiya KANAMATSU, Takafumi KASAYA, Masataka KINOSHITA, Toshifumi MATSUOKA, YK11-04E and YK11-06E Shipboard Scientists. Seismogenic faults of the 2011 Great East Japan earthquake : insight from seismic data and seafloor observations. Proceedings of the International Symposium on Engineering Lessons Learned from the 2011 Great East Japan Earthquake. 2012, pp.281-288.</p> <p>(33) Takeshi Tsuji, Kiichiro Kawamura, Toshiya Kanamatsu, Takafumi Kasaya, Katsunori Fujikura, Yoshihiro Ito, Tetsuro Tsuru, Masataka Kinoshita. Extension of continental crust by anelastic deformation during the 2011 Tohoku-oki earthquake: The role of extensional faulting in the generation of a great tsunami. Earth and Planetary Science Letters. vol.364, 2013, pp.44-58.</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(26) Wataru Tanikawa, Takehiro Hirose, Hideki Mukoyoshi, Osamu Tadai, Weiren Lin. Fluid transport properties in sediments and their role in large slip near the surface of the plate boundary fault in the Japan Trench. <i>Earth and Planetary Science Letters</i>. vol.382, 2013, pp.150-160.</p> <p>(27) Kohtaro Ujiie, Hanae Tanaka, Tsubasa Saito, Akito Tsutsumi, James J. Mori, Jun Kameda, Emily E. Brodsky, Frederick M. Chester, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Low Coseismic Shear Stress on the Tohoku-Oki Megathrust Determined from Laboratory Experiments. <i>Science</i>. Vol.342, Issue 6163, 2013, pp.1211-1214.</p> <p>(28) J. Casey Moore, Terry A. Plank, Frederick M. Chester, Pratigya J. Polissar, Heather M. Savage. Sediment provenance and controls on slip propagation: Lessons learned from the 2011 Tohoku and other great earthquakes of the subducting northwest Pacific plate. <i>Geosphere</i>, Vol.11, No.3, 2015, pp.533-541.</p> <p>(29) Frederick M. Chester, Christie Rowe, Kohtaro Ujiie, James Kirkpatrick, Christine Regalla, Francesca Remitti, J. Casey Moore, Virginia Toy, Monica Wolfson-Schwehr, Santanu Bose, Jun Kameda, James J. Mori, Emily E. Brodsky, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Structure and Composition of the Plate-Boundary Slip Zone for the 2011 Tohoku-Oki Earthquake. <i>Science</i>, Vol.342, Issue 6163, 2013, pp.1208-1211.</p> <p>(30) John P. Loveless, Brendan J. Meade. Kinematic Barrier Constraints on the Magnitudes of Additional Great Earthquakes Off the East Coast of Japan. <i>Seismological Research Letters</i>. vol.86, no.1, 2015, pp.202-209.</p> <p>(31) 地震調査研究推進本部. “三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価 (第二版) について (平成 23 年 11 月 25 日)”. 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2012, 2012-02-09, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/">http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/</a>&gt;.</p> <p>(32) Lingling Ye, Thorne Lay, Hiroo Kanamori. The Sanriku-Oki low-seismicity region on the northern margin of the great 2011 Tohoku-Oki earthquake rupture. <i>Journal of Geophysical Research</i>. Vol.117, B02305, 2012.</p> <p>(33) Bhaskar Kundu, V. K. Gahalaut, J. K. Catherine. Seamount subduction and rupture characteristics of the March 11, 2011, Tohoku earthquake. <i>Journal of the Geological Society of India</i>. Vol.79, Issue 3, 2012, pp.245-251.</p> <p>(34) Kimihiro Mochizuki, Tomoaki Yamada, Masanao Shinohara, Yoshiko Yamanaka, Toshihiko Kanazawa. Weak Interplate Coupling by Seamounts and Repeating <math>M \sim 7</math> Earthquakes. <i>Science</i>. Vol.321, Issue 5893, 2008, pp.1194-1197.</p> <p>(35) 望月公廣. 茨城沖におけるアスペリティと地下構造. 地震予知連絡会会報. 第 85 巻, 12-17, 2011.</p> <p>(36) Yukihiro Nakatani, Kimihiro Mochizuki, Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Ryota Hino, Yoshihiro Ito, Yoshio Murai, Toshinori Sato. Changes in seismicity before and after the 2011 Tohoku earthquake around its southern limit revealed by dense ocean bottom</p> | <p>(34) Wataru Tanikawa, Takehiro Hirose, Hideki Mukoyoshi, Osamu Tadai, Weiren Lin. Fluid transport properties in sediments and their role in large slip near the surface of the plate boundary fault in the Japan Trench. <i>Earth and Planetary Science Letters</i>. vol.382, 2013, pp.150-160.</p> <p>(35) Kohtaro Ujiie, Hanae Tanaka, Tsubasa Saito, Akito Tsutsumi, James J. Mori, Jun Kameda, Emily E. Brodsky, Frederick M. Chester, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Low Coseismic Shear Stress on the Tohoku-Oki Megathrust Determined from Laboratory Experiments. <i>Science</i>. Vol.342, Issue 6163, 2013, pp.1211-1214.</p> <p>(36) J. Casey Moore, Terry A. Plank, Frederick M. Chester, Pratigya J. Polissar, Heather M. Savage. Sediment provenance and controls on slip propagation: Lessons learned from the 2011 Tohoku and other great earthquakes of the subducting northwest Pacific plate. <i>Geosphere</i>, Vol.11, No.3, 2015, pp.533-541.</p> <p>(37) Frederick M. Chester, Christie Rowe, Kohtaro Ujiie, James Kirkpatrick, Christine Regalla, Francesca Remitti, J. Casey Moore, Virginia Toy, Monica Wolfson-Schwehr, Santanu Bose, Jun Kameda, James J. Mori, Emily E. Brodsky, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Structure and Composition of the Plate-Boundary Slip Zone for the 2011 Tohoku-Oki Earthquake. <i>Science</i>, Vol.342, Issue 6163, 2013, pp.1208-1211.</p> <p>(38) John P. Loveless, Brendan J. Meade. Kinematic Barrier Constraints on the Magnitudes of Additional Great Earthquakes Off the East Coast of Japan. <i>Seismological Research Letters</i>. vol.86, no.1, 2015, pp.202-209.</p> <p>(39) 地震調査研究推進本部. “三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価 (第二版) について (平成 23 年 11 月 25 日)”. 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2012, 2012-02-09, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/">http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/</a>&gt;.</p> <p>(40) Lingling Ye, Thorne Lay, Hiroo Kanamori. The Sanriku-Oki low-seismicity region on the northern margin of the great 2011 Tohoku-Oki earthquake rupture. <i>Journal of Geophysical Research</i>. Vol.117, B02305, 2012.</p> <p>(41) Bhaskar Kundu, V. K. Gahalaut, J. K. Catherine. Seamount subduction and rupture characteristics of the March 11, 2011, Tohoku earthquake. <i>Journal of the Geological Society of India</i>. Vol.79, Issue 3, 2012, pp.245-251.</p> <p>(42) Kimihiro Mochizuki, Tomoaki Yamada, Masanao Shinohara, Yoshiko Yamanaka, Toshihiko Kanazawa. Weak Interplate Coupling by Seamounts and Repeating <math>M \sim 7</math> Earthquakes. <i>Science</i>. Vol.321, Issue 5893, 2008, pp.1194-1197.</p> <p>(43) 望月公廣. 茨城沖におけるアスペリティと地下構造. 地震予知連絡会会報. 第 85 巻, 12-17, 2011.</p> <p>(44) Yukihiro Nakatani, Kimihiro Mochizuki, Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Ryota Hino, Yoshihiro Ito, Yoshio Murai, Toshinori Sato. Changes in seismicity before and after the 2011 Tohoku earthquake around its southern limit revealed by dense ocean</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>seismic array data. Geophysical Research Letters. Vol.42, 2015, pp.1384-1389.</p> <p>(37) 海洋研究開発機構. “東北地方太平洋沖地震, 震源域南限の地下構造”. 地震津波海域観測研究開発センター, 2011, 2014-04-11, &lt;<a href="http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tohoku_2/index.html">http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tohoku_2/index.html</a>&gt;.</p> <p>(38) Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Kazuo Nakahigashi, Shin' ichi Sakai, Kimihiro Mochizuki, Kenji Uehira, Yoshihiro Ito, Ryusuke Azuma, Yuka Kaiho, Tetsuo No, Hajime Shiobara, Ryota Hino, Yoshio Murai, Hiroshi Yakiwara, Toshinori Sato, Yuya Machida, Takashi Shinbo, Takehi Isse, Hiroki Miyamachi, Koichiro Obana, Narumi Takahashi, Shuichi Kodaira, Yoshiyuki Kaneda, Kenji Hirata, Sumio Yoshikawa, Kazushige Obara, Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata. Aftershock observation of the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake by using ocean bottom seismometer network. Earth Planets Space. Vol.63, 2011, pp.835-840.</p> <p>(39) Akira Hasegawa, Keisuke Yoshida, Youichi Asano, Tomomi Okada, Takeshi Iinuma, Yoshihiro Ito. Change in stress field after the 2011 great Tohoku-Oki earthquake. Earth and Planetary Science Letters. vol.355-356, 2012, pp.231-243.</p> <p>(40) 佐竹健治. 第197回地震予知連絡会重点検討課題「世界の巨大地震・津波」概要. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-6, 2013, pp.414-416.</p> <p>(41) 谷岡勇市郎. アラスカ・アリューシャン・カムチャッカ沈む込み帯の巨大地震について. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-9, 2013, pp.425-428.</p> <p>(42) 宍倉正展. 1960年チリ地震(Mw9.5)の履歴と余効変動. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-7, 2013, pp.417-420.</p> <p>(43) Ian Shennan. Recurrent Holocene Paleoseismicity and Associated Land/sea-level Changes in South Central Alaska. Department of Geography, University of Durham, 2007, 39p.</p> <p>(44) Kusala Rajendran. On the recurrence of great subduction zone earthquakes. Current Science. Vol.104, No.7, 2013, pp.880-892.</p> <p>(45) 杉野英治, 岩渕洋子, 橋本紀彦, 松末和之, 蛭澤勝三, 亀田弘行, 今村文彦. プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案. 日本地震工学会論文集. 第14巻, 第5号, 2014.</p> <p>(46) 内閣府. 南海トラフの巨大地震による震度分布・津波高について(第一次報告)平成24年3月31日巻末資料. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, 2012, 2017-03-30, &lt;<a href="http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/kanmatsu_shiryu.pdf">http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/kanmatsu_shiryu.pdf</a>&gt;.</p> <p>(47) Satoko Murotani, Kenji Satake, Yushiro Fujii. Scaling relations of seismic moment, rupture area, average slip, and asperity size for <math>M \sim 9</math> subduction-zone earthquakes. Geophysical Research Letters. Vol.40, 2013, pp.5070-5074.</p> <p>(48) 相田勇. 三陸沖の古い津波のシミュレーション. 東京大学地震研究所彙報. Vol.52, 1977, pp.71-101.</p> <p>(49) Naoki Uchida, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa, Toru Matsuzawa. What controls interplate coupling?: Evidence for abrupt change in coupling across a border between two overlying plates in the NE Japan subduction zone. Earth and Planetary Science</p> | <p>bottom seismic array data. Geophysical Research Letters. Vol.42, 2015, pp.1384-1389.</p> <p>(45) 海洋研究開発機構. “東北地方太平洋沖地震, 震源域南限の地下構造”. 地震津波海域観測研究開発センター, 2011, 2014-04-11, &lt;<a href="http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tohoku_2/index.html">http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tohoku_2/index.html</a>&gt;.</p> <p>(46) Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Kazuo Nakahigashi, Shin' ichi Sakai, Kimihiro Mochizuki, Kenji Uehira, Yoshihiro Ito, Ryusuke Azuma, Yuka Kaiho, Tetsuo No, Hajime Shiobara, Ryota Hino, Yoshio Murai, Hiroshi Yakiwara, Toshinori Sato, Yuya Machida, Takashi Shinbo, Takehi Isse, Hiroki Miyamachi, Koichiro Obana, Narumi Takahashi, Shuichi Kodaira, Yoshiyuki Kaneda, Kenji Hirata, Sumio Yoshikawa, Kazushige Obara, Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata. Aftershock observation of the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake by using ocean bottom seismometer network. Earth Planets Space. Vol.63, 2011, pp.835-840.</p> <p>(47) Akira Hasegawa, Keisuke Yoshida, Youichi Asano, Tomomi Okada, Takeshi Iinuma, Yoshihiro Ito. Change in stress field after the 2011 great Tohoku-Oki earthquake. Earth and Planetary Science Letters. vol.355-356, 2012, pp.231-243.</p> <p>(48) 佐竹健治. 第197回地震予知連絡会重点検討課題「世界の巨大地震・津波」概要. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-6, 2013, pp.414-416.</p> <p>(49) 谷岡勇市郎. アラスカ・アリューシャン・カムチャッカ沈む込み帯の巨大地震について. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-9, 2013, pp.425-428.</p> <p>(50) 宍倉正展. 1960年チリ地震(Mw9.5)の履歴と余効変動. 地震予知連絡会会報. 第89巻, 12-7, 2013, pp.417-420.</p> <p>(51) Ian Shennan. Recurrent Holocene Paleoseismicity and Associated Land/sea-level Changes in South Central Alaska. Department of Geography, University of Durham, 2007, 39p.</p> <p>(52) Kusala Rajendran. On the recurrence of great subduction zone earthquakes. Current Science. Vol.104, No.7, 2013, pp.880-892.</p> <p>(53) 杉野英治, 岩渕洋子, 橋本紀彦, 松末和之, 蛭澤勝三, 亀田弘行, 今村文彦. プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案. 日本地震工学会論文集. 第14巻, 第5号, 2014.</p> <p>(54) 内閣府. 南海トラフの巨大地震による震度分布・津波高について(第一次報告)平成24年3月31日巻末資料. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, 2012, 2017-03-30, &lt;<a href="http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/kanmatsu_shiryu.pdf">http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/kanmatsu_shiryu.pdf</a>&gt;.</p> <p>(55) Satoko Murotani, Kenji Satake, Yushiro Fujii. Scaling relations of seismic moment, rupture area, average slip, and asperity size for <math>M \sim 9</math> subduction-zone earthquakes. Geophysical Research Letters. Vol.40, 2013, pp.5070-5074.</p> <p>(56) 相田勇. 三陸沖の古い津波のシミュレーション. 東京大学地震研究所彙報. Vol.52, 1977, pp.71-101.</p> <p>(57) Naoki Uchida, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa, Toru Matsuzawa. What controls interplate coupling?: Evidence for abrupt change in coupling across a border between two overlying plates in the NE Japan subduction zone. Earth and Planetary Science</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>Letters. vol.283, 2009, pp.111-121.</p> <p>(50) José A.Álvarez-Gómez, Omar Q.Gutiérrez Gutiérrez, ÍñigoAniel-Quiroga, M.González. Tsunamigenic potential of outer-rise normal faults at the Middle America trench in Central America. <i>Tectonophysics</i>. Vol.574-575, 2012, pp.133-143.</p> <p>(51) 土木学会. 確率論的津波ハザード解析の方法 平成 23 年 9 月. 原子力土木委員会津波評価部会, 2011, 2011-09-19, &lt;<a href="http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/39">http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/39</a>&gt;.</p> <p>(52) 阿部勝征. 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測. 東京大学地震研究所彙報. Vol.64, 1989, pp.51-69.</p> <p>(53) 防災科学技術研究所. 5 万分の 1 地すべり地形分布図 第 18 集 「白河・水戸」 図集. 防災科学技術研究所研究資料. 第 247 号, 2004.</p> <p>(54) 徳山英一, 本座栄一, 木村政昭, 倉本真一, 芦寿一郎, 岡村行信, 荒戸裕之, 伊藤康人, 徐垣, 日野亮太, 野原壯, 阿部寛信, 坂井眞一, 向山建二郎. 日本周辺海域の中新世最末期以降の構造発達史. <i>海洋調査技術</i>. 第 13 巻, 第 1 号, 2001, pp.27-53.</p> <p>(55) 産業技術総合研究所. 東日本沖太平洋海域 (GH762) . 高分解能音波探査断面データベース (3.5kHz SBP). 2015-05-01, &lt;<a href="https://gbank.gsj.jp/sbp_db/GH762HTML/pages/762.html">https://gbank.gsj.jp/sbp_db/GH762HTML/pages/762.html</a>&gt;.</p> <p>(56) 池原研, 佐藤幹夫, 山本博文. 高分解能音波探査記録からみた隠岐トラフの堆積作用. <i>地質学雑誌</i>. Vol.96, No.1, 1990, pp.37-49.</p> <p>(57) J. G. Moore, D. A. Clague, R. T. Holcomb, P. W. Lipman, W. R. Normark, M. E. Torresan. Prodigious submarine landslides on the Hawaiian Ridge. <i>Journal of Geophysical Research</i>. Vol.94, 1989, pp.17465-17484.</p> <p>(58) G. A. Papadopoulos, S. Kortekaas. Characteristics of Landslide Generated Tsunamis from Observational Data. <i>Submarine Mass Movements and Their Consequences. Advances in Natural and Technological Hazards Research</i>, vol.19, 2003, pp.367-374.</p> <p>(59) 阿部なつ江, 平野直人. 新しい種類の火山活動プチスポットを発見. <i>海と地球の情報誌</i>. 第 19 巻, 第 2 号, 2007, p.1.</p> <p>(60) 平野直人. 北西太平洋の複数回の火山イベントー白亜紀から現在までー. 日本鉱物科学会 2007 年度年会, セッション ID:G2-04, 2007.</p> <p>(61) Boris W. Levin, Mikhail A. Nosov. The Physics of Tsunami Formation by Sources of</p> | <p>Letters. vol.283, 2009, pp.111-121.</p> <p>(58) 地震調査研究推進本部. 日本海溝沿いの地震活動の長期評価. 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2019, 2019-02-26, &lt;<a href="https://www.jishin.go.jp/main/chousa/kaikou_pdf/japan_trench.pdf">https://www.jishin.go.jp/main/chousa/kaikou_pdf/japan_trench.pdf</a>&gt;.</p> <p>(59) José A.Álvarez-Gómez, Omar Q.Gutiérrez Gutiérrez, ÍñigoAniel-Quiroga, M.González. Tsunamigenic potential of outer-rise normal faults at the Middle America trench in Central America. <i>Tectonophysics</i>. Vol.574-575, 2012, pp.133-143.</p> <p>(60) 土木学会. 確率論的津波ハザード解析の方法 平成 23 年 9 月. 原子力土木委員会津波評価部会, 2011, 2011-09-19, &lt;<a href="http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/39">http://committees.jsce.or.jp/ceofnp/node/39</a>&gt;.</p> <p>(61) K. Obana, G. Fujie, Y. Yamamoto, Y. Kaiho, Y. Nakamura, S. Miura, S. Kodaira. <i>Seismicity around the trench axis and outer-rise region of the southern Japan Trench, south of the main rupture area of the 2011 Tohoku-oki earthquake. Geophys. J. Int.</i>, Vol.226, Issue 1, 2021, pp.131-145, <a href="https://doi.org/10.1093/gji/ggab093">https://doi.org/10.1093/gji/ggab093</a>.</p> <p>(62) T. Baba, N. Chikasada, Y. Nakamura, G. Fujie, K. Obana, S. Miura, S. Kodaira. Deep investigations of outer-rise tsunami characteristics using well-mapped normal faults along the Japan Trench. <i>J. Geophys. Res., Solid Earth</i>, Vol.125, Issue 10, 2020, <a href="https://doi.org/10.1029/2020JB020060">e2020JB020060. https://doi.org/10.1029/2020JB020060</a>.</p> <p>(63) 阿部勝征. 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測. 東京大学地震研究所彙報. Vol.64, 1989, pp.51-69.</p> <p>(64) 防災科学技術研究所. 5 万分の 1 地すべり地形分布図 第 18 集 「白河・水戸」 図集. 防災科学技術研究所研究資料. 第 247 号, 2004.</p> <p>(65) 徳山英一, 本座栄一, 木村政昭, 倉本真一, 芦寿一郎, 岡村行信, 荒戸裕之, 伊藤康人, 徐垣, 日野亮太, 野原壯, 阿部寛信, 坂井眞一, 向山建二郎. 日本周辺海域の中新世最末期以降の構造発達史. <i>海洋調査技術</i>. 第 13 巻, 第 1 号, 2001, pp.27-53.</p> <p>(66) 産業技術総合研究所. 東日本沖太平洋海域 (GH762) . 高分解能音波探査断面データベース (3.5kHz SBP). 2015-05-01, &lt;<a href="https://gbank.gsj.jp/sbp_db/GH762HTML/pages/762.html">https://gbank.gsj.jp/sbp_db/GH762HTML/pages/762.html</a>&gt;.</p> <p>(67) 池原研, 佐藤幹夫, 山本博文. 高分解能音波探査記録からみた隠岐トラフの堆積作用. <i>地質学雑誌</i>. Vol.96, No.1, 1990, pp.37-49.</p> <p>(68) J. G. Moore, D. A. Clague, R. T. Holcomb, P. W. Lipman, W. R. Normark, M. E. Torresan. Prodigious submarine landslides on the Hawaiian Ridge. <i>Journal of Geophysical Research</i>. Vol.94, 1989, pp.17465-17484.</p> <p>(69) G. A. Papadopoulos, S. Kortekaas. Characteristics of Landslide Generated Tsunamis from Observational Data. <i>Submarine Mass Movements and Their Consequences. Advances in Natural and Technological Hazards Research</i>, vol.19, 2003, pp.367-374.</p> <p>(70) 阿部なつ江, 平野直人. 新しい種類の火山活動プチスポットを発見. <i>海と地球の情報誌</i>. 第 19 巻, 第 2 号, 2007, p.1.</p> <p>(71) 平野直人. 北西太平洋の複数回の火山イベントー白亜紀から現在までー. 日本鉱物科学会 2007 年度年会, セッション ID:G2-04, 2007.</p> <p>(72) Boris W. Levin, Mikhail A. Nosov. The Physics of Tsunami Formation by Sources of</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>Nonseismic Origin. In: Physics of Tsunamis. Springer, 2009, pp.153-195.</p> <p>(62) Yushiro Fujii, Kenji Satake. Tsunami Source of the 2004 Sumatra-Andaman Earthquake Inferred from Tide Gauge and Satellite Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.97, No.1A, 2007, pp.S192-S207.</p> <p>(63) Kenji Satake, Yushiro Fujii, Tomoya Harada, Yuichi Namegaya. Time and Space Distribution of Coseismic Slip of the 2011 TohokuEarthquake as Inferred from Tsunami Waveform Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.103, No.2B, 2013, pp.1473-1492.</p> <p>(64) 内閣府. 南海トラフの巨大地震モデル検討会 (第二次報告) 津波断層モデル編-津波断層モデルと津波高・浸水域等について-平成 24 年 8 月 29 日. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, 2012, 2017-03-30, &lt;<a href="http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/20120829_2nd_report01.pdf">http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/20120829_2nd_report01.pdf</a>&gt;.</p> <p>(65) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について. 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2005, 2005-12-14, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/kyoshindo/05dec_miyagi/index.htm">http://www.jishin.go.jp/main/kyoshindo/05dec_miyagi/index.htm</a>&gt;.</p> <p>(66) 地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (「レシピ」) (平成 21 年 12 月 21 日改訂). 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2009, 2010-12-28, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/chousa/09_yosokuchizu/g_furoku3.pdf">http://www.jishin.go.jp/main/chousa/09_yosokuchizu/g_furoku3.pdf</a>&gt;.</p> <p>(67) L. Mansinha, D. E. Smylie. The displacement fields of inclined faults. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.61, No5, 1971, pp.1433-1440.</p> <p>(68) 長谷川賢一, 鈴木考夫, 稲垣和男, 首藤伸夫. 津波の数値実験における格子間隔と時間積分間隔に関する研究. 土木学会集. 第 381 号/II-7, 1987, pp.111-120.</p> <p>(69) 後藤智明, 小川由信. Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法. 東北大学土木工学科資料. 1982, 52p.</p> <p>(70) 小谷美佐, 今村文彦, 首藤伸夫. GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法. 海岸工学論文集. Vol. 45, 1998, pp.356-360.</p> <p>(71) 本間仁. 低溢流堰堤の流量係数. 土木学会誌. 第 26 卷, 第 6 号, pp.635-645, 第 9 号, 1940, pp.849-862.</p> <p>(72) チリ津波合同調査班. 1960 年 5 月 24 日チリ地震津波に関する論文及び報告. 東京大学地震研究所, 1961, 397p.</p> | <p>Nonseismic Origin. In: Physics of Tsunamis. Springer, 2009, pp.153-195.</p> <p>(73) Yushiro Fujii, Kenji Satake. Tsunami Source of the 2004 Sumatra-Andaman Earthquake Inferred from Tide Gauge and Satellite Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.97, No.1A, 2007, pp.S192-S207.</p> <p>(74) Kenji Satake, Yushiro Fujii, Tomoya Harada, Yuichi Namegaya. Time and Space Distribution of Coseismic Slip of the 2011 TohokuEarthquake as Inferred from Tsunami Waveform Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.103, No.2B, 2013, pp.1473-1492.</p> <p>(75) 内閣府. 南海トラフの巨大地震モデル検討会 (第二次報告) 津波断層モデル編-津波断層モデルと津波高・浸水域等について-平成 24 年 8 月 29 日. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, 2012, 2017-03-30, &lt;<a href="http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/20120829_2nd_report01.pdf">http://www.bousai.go.jp/jishin/nankai/model/pdf/20120829_2nd_report01.pdf</a>&gt;.</p> <p>(76) 地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について. 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2005, 2005-12-14, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/kyoshindo/05dec_miyagi/index.htm">http://www.jishin.go.jp/main/kyoshindo/05dec_miyagi/index.htm</a>&gt;.</p> <p>(77) 地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (「レシピ」) (平成 21 年 12 月 21 日改訂). 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2009, 2010-12-28, &lt;<a href="http://www.jishin.go.jp/main/chousa/09_yosokuchizu/g_furoku3.pdf">http://www.jishin.go.jp/main/chousa/09_yosokuchizu/g_furoku3.pdf</a>&gt;.</p> <p>(78) L. Mansinha, D. E. Smylie. The displacement fields of inclined faults. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.61, No5, 1971, pp.1433-1440.</p> <p>(79) 長谷川賢一, 鈴木考夫, 稲垣和男, 首藤伸夫. 津波の数値実験における格子間隔と時間積分間隔に関する研究. 土木学会集. 第 381 号/II-7, 1987, pp.111-120.</p> <p>(80) 後藤智明, 小川由信. Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法. 東北大学土木工学科資料. 1982, 52p.</p> <p>(81) 小谷美佐, 今村文彦, 首藤伸夫. GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法. 海岸工学論文集. Vol. 45, 1998, pp.356-360.</p> <p>(82) 本間仁. 低溢流堰堤の流量係数. 土木学会誌. 第 26 卷, 第 6 号, pp.635-645, 第 9 号, 1940, pp.849-862.</p> <p>(83) チリ津波合同調査班. 1960 年 5 月 24 日チリ地震津波に関する論文及び報告. 東京大学地震研究所, 1961, 397p.</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 7. 2. 1 表 (省略)

第7. 3. 1表 1960 年チリ地震の津波波源  
(再現解析:計算条件及び計算領域)

| 項目       | 条件  | 備考                |
|----------|---|-------------------|
| 計算領域     | 太平洋全域<br>(北緯63度から南緯60度、東経120度から西経70度)         |                   |
| メッシュ構成   | 5分間隔格子  |                   |
| 基礎方程式    | コリオリ力を考慮した線形Boussinesq理論                      |                   |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(62)</sup> の方法 | 立ち上がり時間30秒        |
| 境界条件     | 沖側:自由透過陸側:完全反射                                |                   |
| 海底摩擦係数   | 考慮していない                                       |                   |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない                                       |                   |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 10$ 秒                             | C.F.L.条件を満たすように設定 |
| 計算時間     | 津波発生後32時間                                     | 十分な計算時間となるように設定   |

第7. 3. 2表 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析:計算条件)

| 項目       | 条件   | 備考                              |
|----------|--|---------------------------------|
| 計算領域     | 北海道から千葉房総付近までの太平洋<br>(南北約1300km、東西約1200km)   |                                 |
| メッシュ構成   | 沖合1350m→450m→150m→沿岸50m  | 長谷川ほか(1987) <sup>(68)</sup>     |
| 基礎方程式    | 非線形長波理論  | 後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の方法 |
| 計算スキーム   | スタッガード格子、リーブ・フロッグ法   | 後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の方法 |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(67)</sup> の方法  | 立ち上がり時間30秒                      |
| 境界条件     | 沖側:後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の自由透過の条件<br>陸側:計算格子間隔50m領域は小谷ほか<br>(1998) <sup>(70)</sup> の陸上遡上境界条件、それ以外は完全反射条件 |                                 |
| 越流条件     | 防波堤:本間公式(1940) <sup>(71)</sup><br>護岸:相田公式(1977) <sup>(48)</sup>  |                                 |
| 海底摩擦係数   | マニングの粗度係数( $n = 0.03 \text{ m}^{-1/3}\text{s}$ )   |                                 |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない( $K_h = 0$ )   |                                 |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 0.5$ 秒   | C.F.L.条件を満たすように設定               |
| 計算時間     | 津波発生後240分間   | 十分な計算時間となるように設定                 |
| 潮位条件     | T.P. -0.4 m  | 地震発生時の潮位                        |

変更後

第 7. 2. 1 表 (変更なし)

第7. 3. 1表 1960 年チリ地震の津波波源  
(再現解析:計算条件及び計算領域)

| 項目       | 条件  | 備考                |
|----------|---|-------------------|
| 計算領域     | 太平洋全域<br>(北緯63度から南緯60度、東経120度から西経70度)         |                   |
| メッシュ構成   | 5分間隔格子  |                   |
| 基礎方程式    | コリオリ力を考慮した線形Boussinesq理論                      |                   |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(78)</sup> の方法 | 立ち上がり時間30秒        |
| 境界条件     | 沖側:自由透過陸側:完全反射                                |                   |
| 海底摩擦係数   | 考慮していない                                       |                   |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない                                       |                   |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 10$ 秒                             | C.F.L.条件を満たすように設定 |
| 計算時間     | 津波発生後32時間                                     | 十分な計算時間となるように設定   |

第7. 3. 2表 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析:計算条件)

| 項目       | 条件   | 備考                              |
|----------|--|---------------------------------|
| 計算領域     | 北海道から千葉房総付近までの太平洋<br>(南北約1300km、東西約1200km)   |                                 |
| メッシュ構成   | 沖合1350m→450m→150m→沿岸50m  | 長谷川ほか(1987) <sup>(79)</sup>     |
| 基礎方程式    | 非線形長波理論  | 後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の方法 |
| 計算スキーム   | スタッガード格子、リーブ・フロッグ法   | 後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の方法 |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(78)</sup> の方法  | 立ち上がり時間30秒                      |
| 境界条件     | 沖側:後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の自由透過の条件<br>陸側:計算格子間隔50m領域は小谷ほか<br>(1998) <sup>(81)</sup> の陸上遡上境界条件、それ以外は完全反射条件 |                                 |
| 越流条件     | 防波堤:本間公式(1940) <sup>(82)</sup><br>護岸:相田公式(1977) <sup>(56)</sup>  |                                 |
| 海底摩擦係数   | マニングの粗度係数( $n = 0.03 \text{ m}^{-1/3}\text{s}$ )   |                                 |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない( $K_h = 0$ )   |                                 |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 0.5$ 秒   | C.F.L.条件を満たすように設定               |
| 計算時間     | 津波発生後240分間   | 十分な計算時間となるように設定                 |
| 潮位条件     | T.P. -0.4 m  | 地震発生時の潮位                        |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第7.3.3表 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源  
(津波予測解析：計算条件)

| 項目       | 条件  | 備考                              |
|----------|---|---------------------------------|
| 計算領域     | 北海道から千葉房総付近までの太平洋<br>(南北約1300km、東西約800km)   |                                 |
| メッシュ構成   | 沖合4320m→2160m→720m→沿岸域240m→敷地周<br>辺80m→40m→20m→10m→5m   | 長谷川ほか(1987) <sup>(68)</sup>     |
| 基礎方程式    | 非線形長波理論   | 後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の方法 |
| 計算スキーム   | スタッガード格子、リーブ・フロッグ法  | 後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の方法 |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(67)</sup> の方法   | 立ち上がり時間30秒                      |
| 境界条件     | 沖側：後藤・小川(1982) <sup>(69)</sup> の自由透過の条件<br>陸側：敷地周辺(計算格子間隔80m~5m)の領域は<br>小谷ほか(1998) <sup>(70)</sup> の陸上遡上境界条件それ以外<br>は完全反射条件 |                                 |
| 越流条件     | 防波堤：本間公式(1940) <sup>(71)</sup><br>護岸：相田公式(1977) <sup>(48)</sup>   |                                 |
| 防潮堤      | 鉛直無限壁   |                                 |
| 海底摩擦係数   | マニングの粗度係数( $n = 0.03 \text{ m}^{-1/3} \text{ s}$ )  |                                 |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない( $K_h = 0$ )  |                                 |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 0.05$ 秒   | C.F.L.条件を満たすように設定               |
| 計算時間     | 津波発生後240分間  | 十分な計算時間となるように設定                 |
| 潮位条件     | 朔望平均満潮位：T.P. +0.7 m<br>(茨城県(2012) <sup>(44)</sup> により設定)<br>敷地の地盤変動量：0.18 m   |                                 |

津波高さ＝潮位＋水位変動量＋2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量＋津波予測解析による地殻変動量

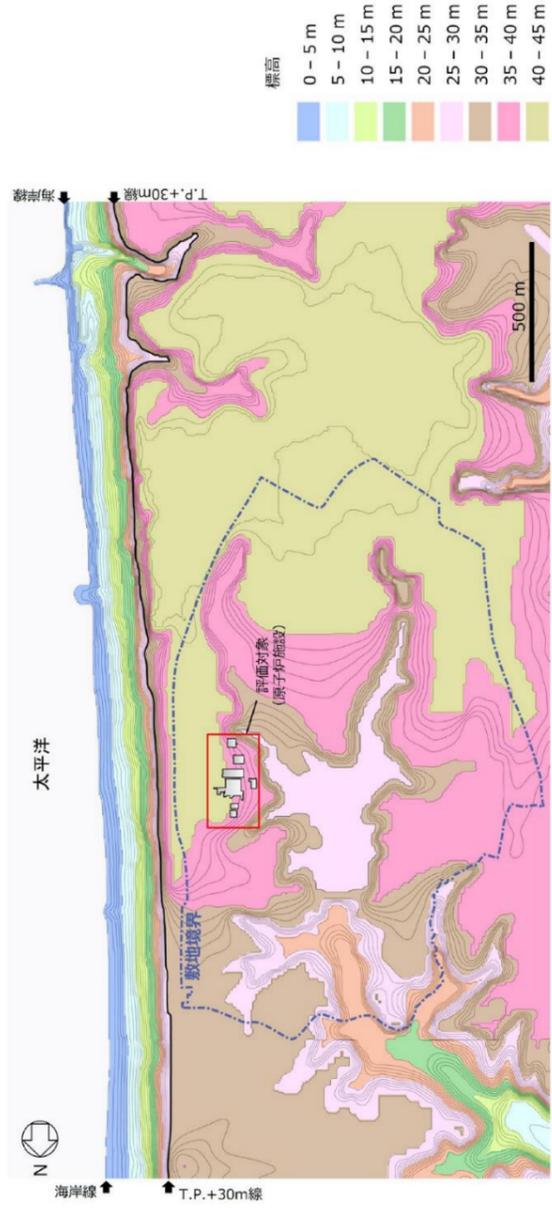
変更後

第7.3.3表 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源  
(津波予測解析：計算条件)

| 項目       | 条件  | 備考                              |
|----------|---|---------------------------------|
| 計算領域     | 北海道から千葉房総付近までの太平洋<br>(南北約1300km、東西約800km)   |                                 |
| メッシュ構成   | 沖合4320m→2160m→720m→沿岸域240m→敷地周<br>辺80m→40m→20m→10m→5m   | 長谷川ほか(1987) <sup>(79)</sup>     |
| 基礎方程式    | 非線形長波理論   | 後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の方法 |
| 計算スキーム   | スタッガード格子、リーブ・フロッグ法  | 後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の方法 |
| 初期変位量    | Mansinha and Smylie(1971) <sup>(78)</sup> の方法   | 立ち上がり時間30秒                      |
| 境界条件     | 沖側：後藤・小川(1982) <sup>(80)</sup> の自由透過の条件<br>陸側：敷地周辺(計算格子間隔80m~5m)の領域は<br>小谷ほか(1998) <sup>(81)</sup> の陸上遡上境界条件それ以外<br>は完全反射条件 |                                 |
| 越流条件     | 防波堤：本間公式(1940) <sup>(82)</sup><br>護岸：相田公式(1977) <sup>(56)</sup>   |                                 |
| 防潮堤      | 鉛直無限壁   |                                 |
| 海底摩擦係数   | マニングの粗度係数( $n = 0.03 \text{ m}^{-1/3} \text{ s}$ )  |                                 |
| 水平渦動粘性係数 | 考慮していない( $K_h = 0$ )  |                                 |
| 計算時間間隔   | $\Delta t = 0.05$ 秒   | C.F.L.条件を満たすように設定               |
| 計算時間     | 津波発生後240分間  | 十分な計算時間となるように設定                 |
| 潮位条件     | 朔望平均満潮位：T.P. +0.7 m<br>(茨城県(2012) <sup>(44)</sup> により設定)<br>敷地の地盤変動量：0.18 m   |                                 |

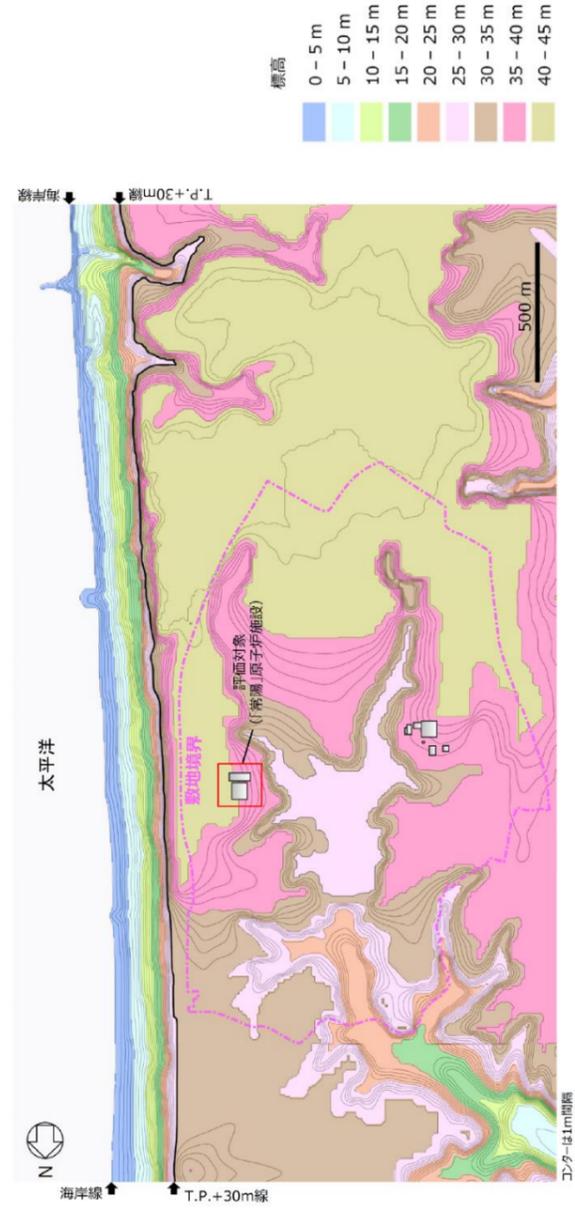
津波高さ＝潮位＋水位変動量＋2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量＋津波予測解析による地殻変動量

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 7.1.1 図 敷地の概況図

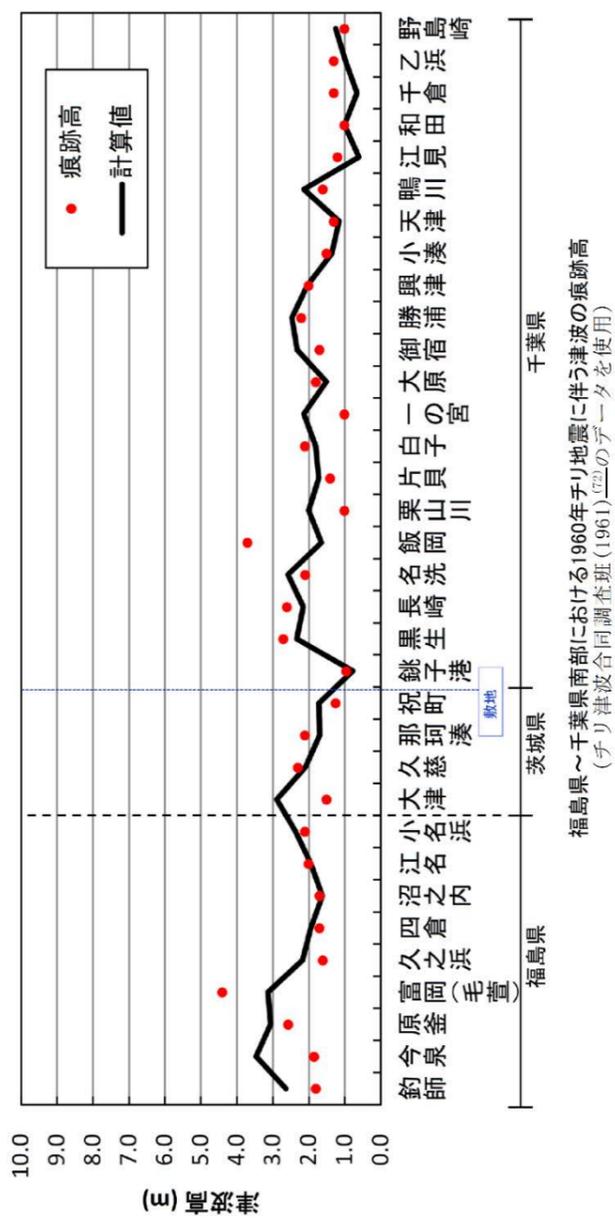
変更後



第 7.1.1 図 敷地の概況図

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 7.2.1 図、第 7.3.1 図～7.3.2 図 (省略)

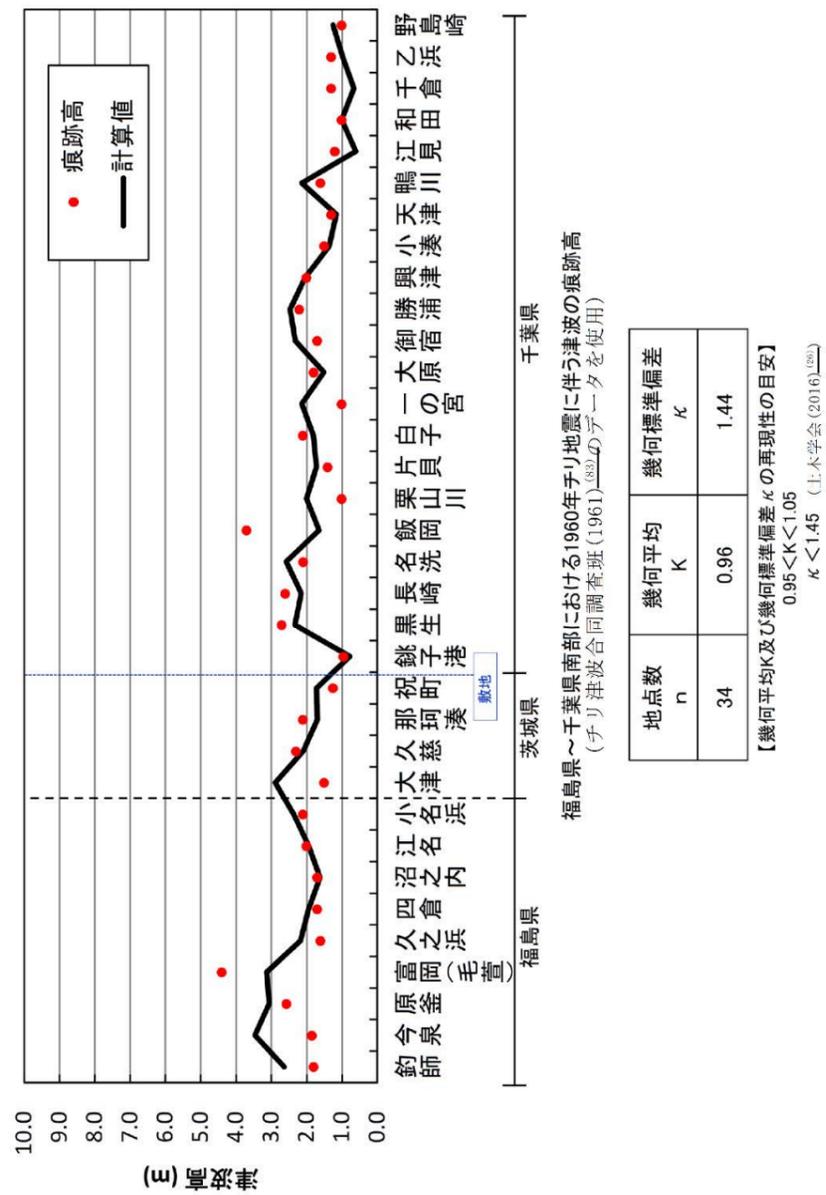


|          |           |             |
|----------|-----------|-------------|
| 地点数<br>n | 幾何平均<br>K | 幾何標準偏差<br>k |
| 34       | 0.96      | 1.44        |

第 7.3.3 図 1960 年チリ地震の津波波源  
(再現性の確認・評価結果)

変更後

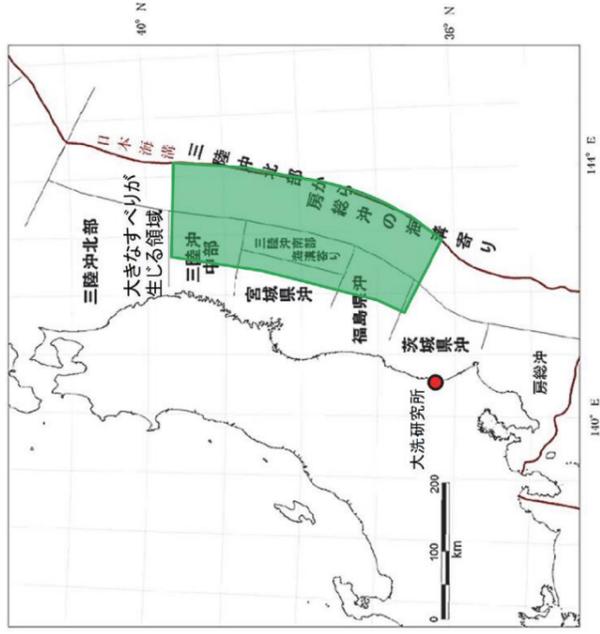
第 7.2.1 図、第 7.3.1 図～7.3.2 図 (変更なし)



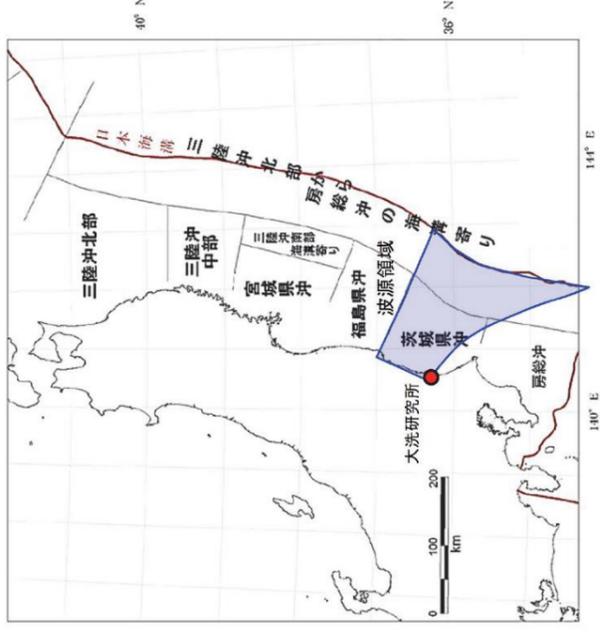
第 7.3.3 図 1960 年チリ地震の津波波源  
(再現性の確認・評価結果)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

【東北地方太平洋沖型の津波波源】



【茨城県沖に想定する津波波源】

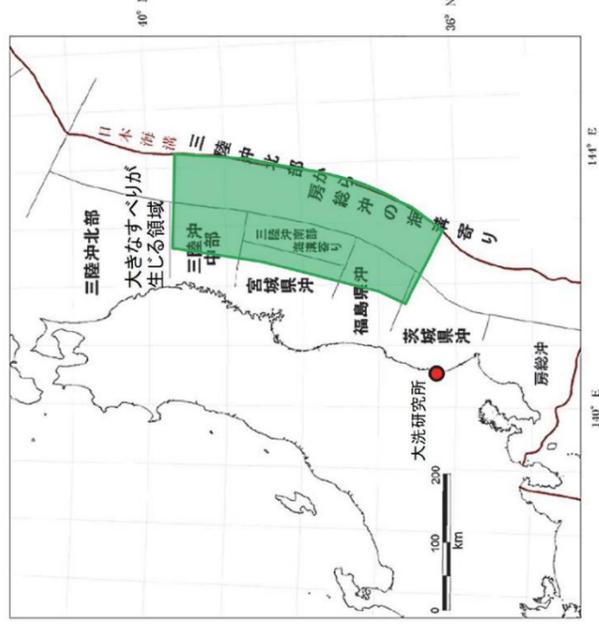


(地震調査研究推進本部(2012)<sup>(31)</sup>に加筆)

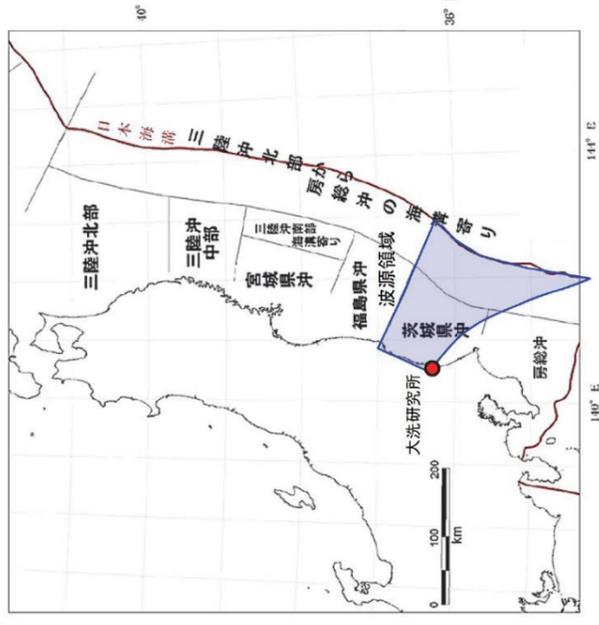
第 7.3.4 図 プレート間地震に起因する津波  
(想定波源領域の設定)

変更後

【東北地方太平洋沖型の津波波源】



【茨城県沖に想定する津波波源】



(地震調査研究推進本部(2012)<sup>(32)</sup>に加筆)

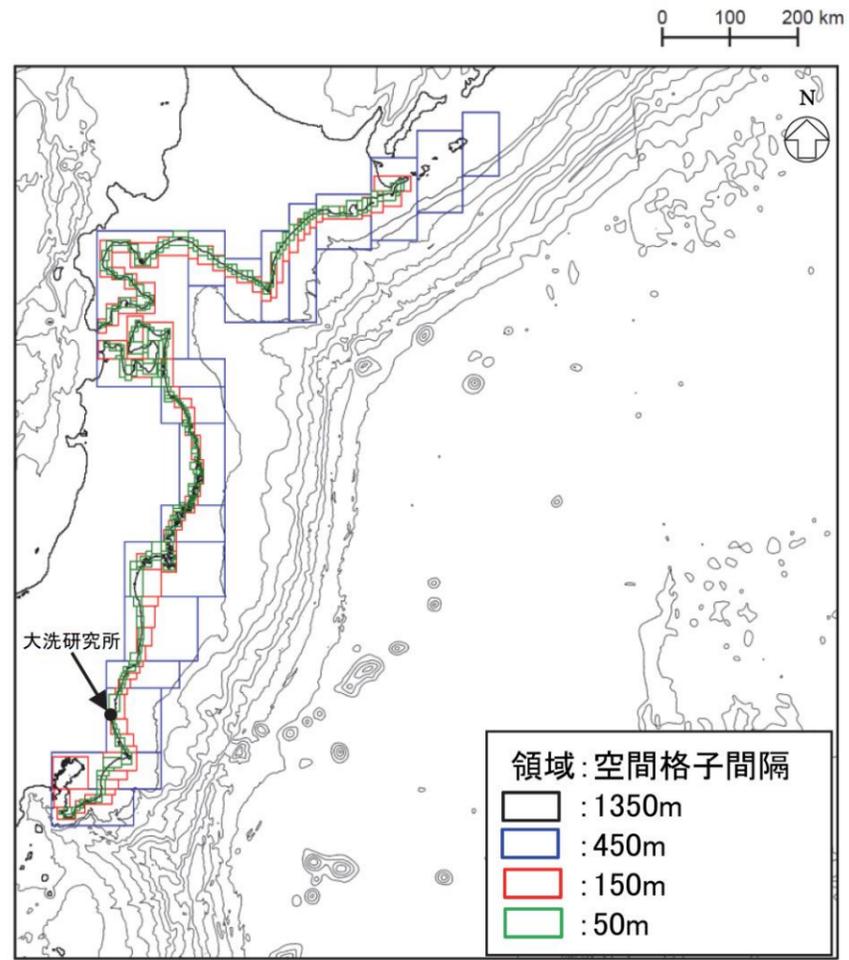
第 7.3.4 図 プレート間地震に起因する津波  
(想定波源領域の設定)

変更前 (2021.12.2 付補正)

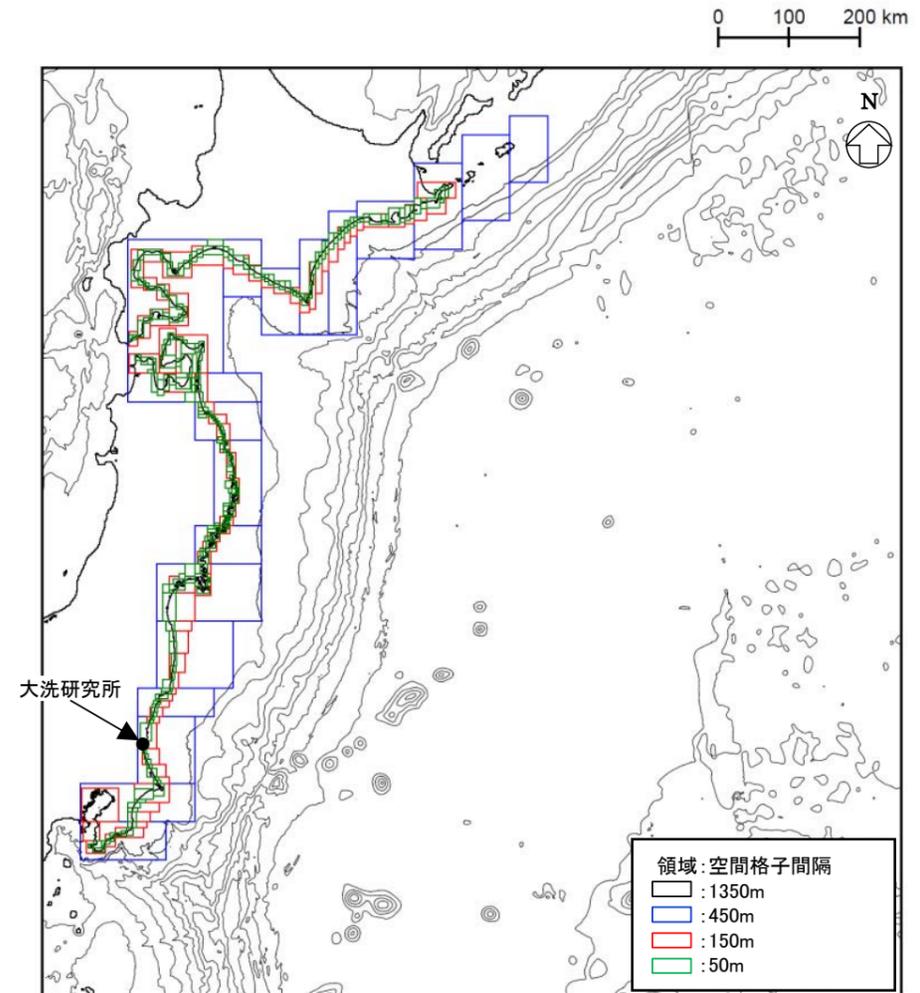
変更後

第 7.3.5 (省略)

第 7.3.5 (変更なし)



海域のコンター線は1000m間隔で表示

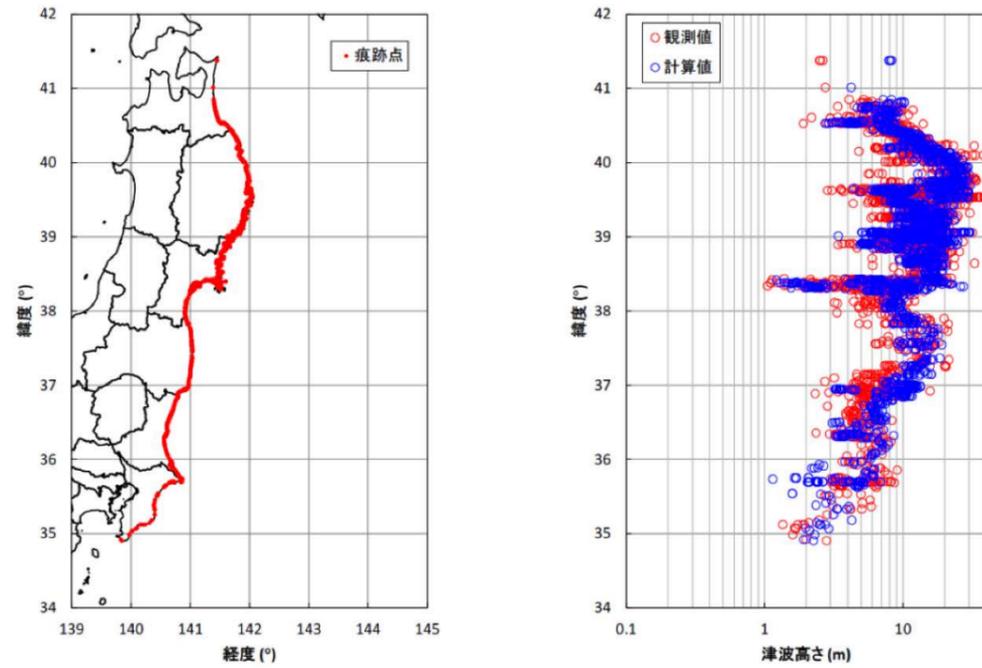


海域のコンター線は1000m間隔で表示

第 7.3.6 図 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析: 計算領域及び格子間隔)

第 7.3.6 図 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析: 計算領域及び格子間隔)

変更前 (2021.12.2 付補正)



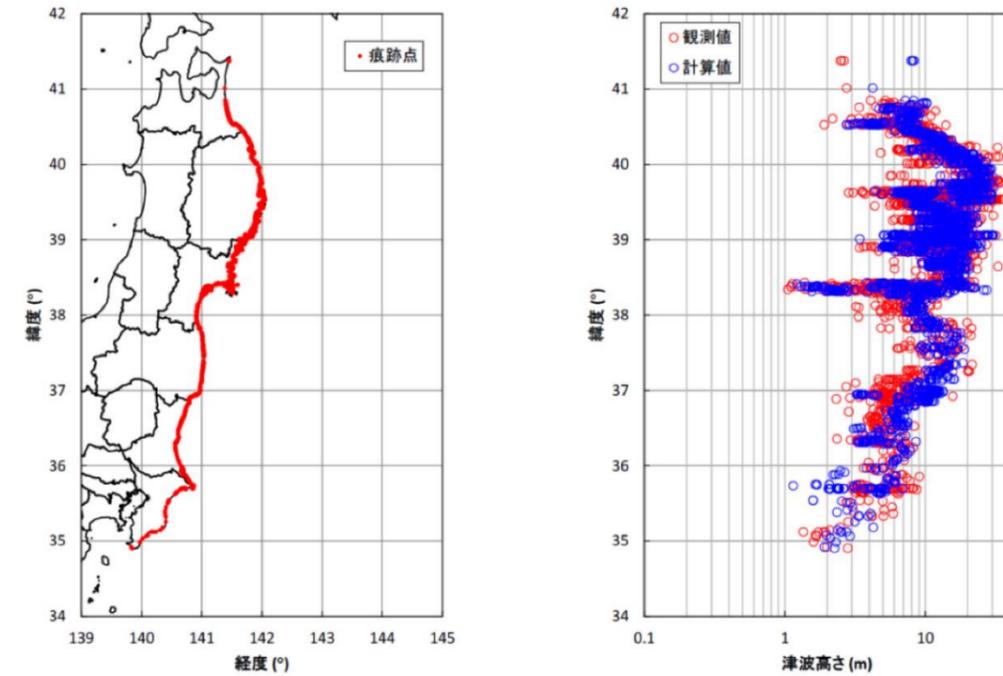
青森県北部～千葉県南部における2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の  
痕跡地点(左図)及び痕跡高(右図)  
(東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>のデータを使用)

| 地点数<br>n | 幾何平均<br>K | 幾何標準偏差<br>$\kappa$ |
|----------|-----------|--------------------|
| 2,772    | 0.93      | 1.42               |

【幾何平均K及び幾何標準偏差  $\kappa$  の再現性の目安】  
 $0.95 < K < 1.05$   
 $\kappa < 1.45$  (土木学会(2016)<sup>(48)</sup>)

第 7.3.7 図 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析：確認結果)

変更後



青森県北部～千葉県南部における2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波の  
痕跡地点(左図)及び痕跡高(右図)  
(東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)<sup>(8)</sup>のデータを使用)

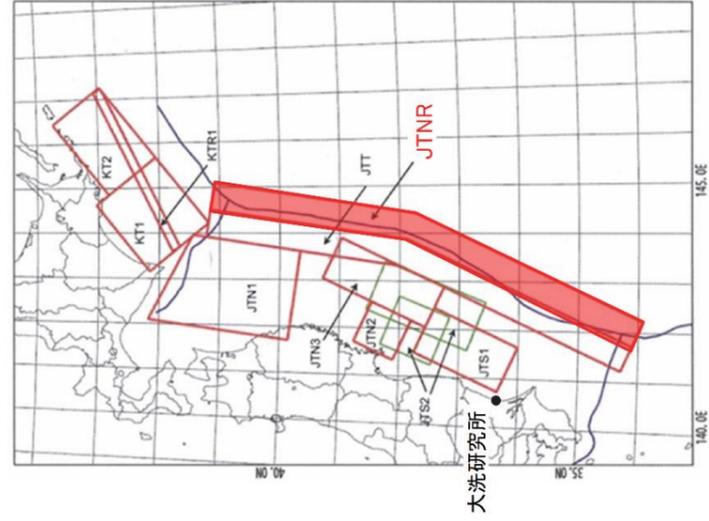
| 地点数<br>n | 幾何平均<br>K | 幾何標準偏差<br>$\kappa$ |
|----------|-----------|--------------------|
| 2,772    | 0.93      | 1.42               |

【幾何平均K及び幾何標準偏差  $\kappa$  の再現性の目安】  
 $0.95 < K < 1.05$   
 $\kappa < 1.45$  (土木学会(2016)<sup>(26)</sup>)

第 7.3.7 図 東北地方太平洋沖型の津波波源  
(再現解析：確認結果)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 7. 3. 8～7. 3. 11 図 (省略)



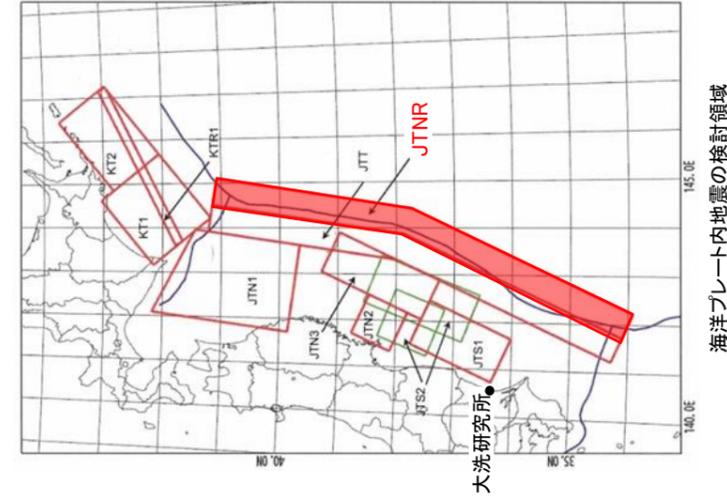
海洋プレート内地震の検討領域

| パラメータ                          | 設定値                   |
|--------------------------------|-----------------------|
| Mw                             | 8.6                   |
| 長さ:L (km)                      | 283.0                 |
| 幅:W (km)                       | 50.0                  |
| すべり量:D (m)                     | 10.1                  |
| 剛性率: $\mu$ (N/m <sup>2</sup> ) | $7.0 \times 10^{10}$  |
| 地震モーメント: $M_0$ (Nm)            | $1.00 \times 10^{22}$ |
| 上縁深さ:d (m)                     | 1.0                   |
| 傾斜角: $\delta$ (°)              | 45                    |
| すべり角: $\lambda$ (°)            | 270                   |
| 走向: $\theta$ (°)               | 180, 205              |

第 7. 3. 12 図 海洋プレート内の正断層地震  
(波源モデルの諸元)

変更後

第 7. 3. 8～7. 3. 11 図 (変更なし)



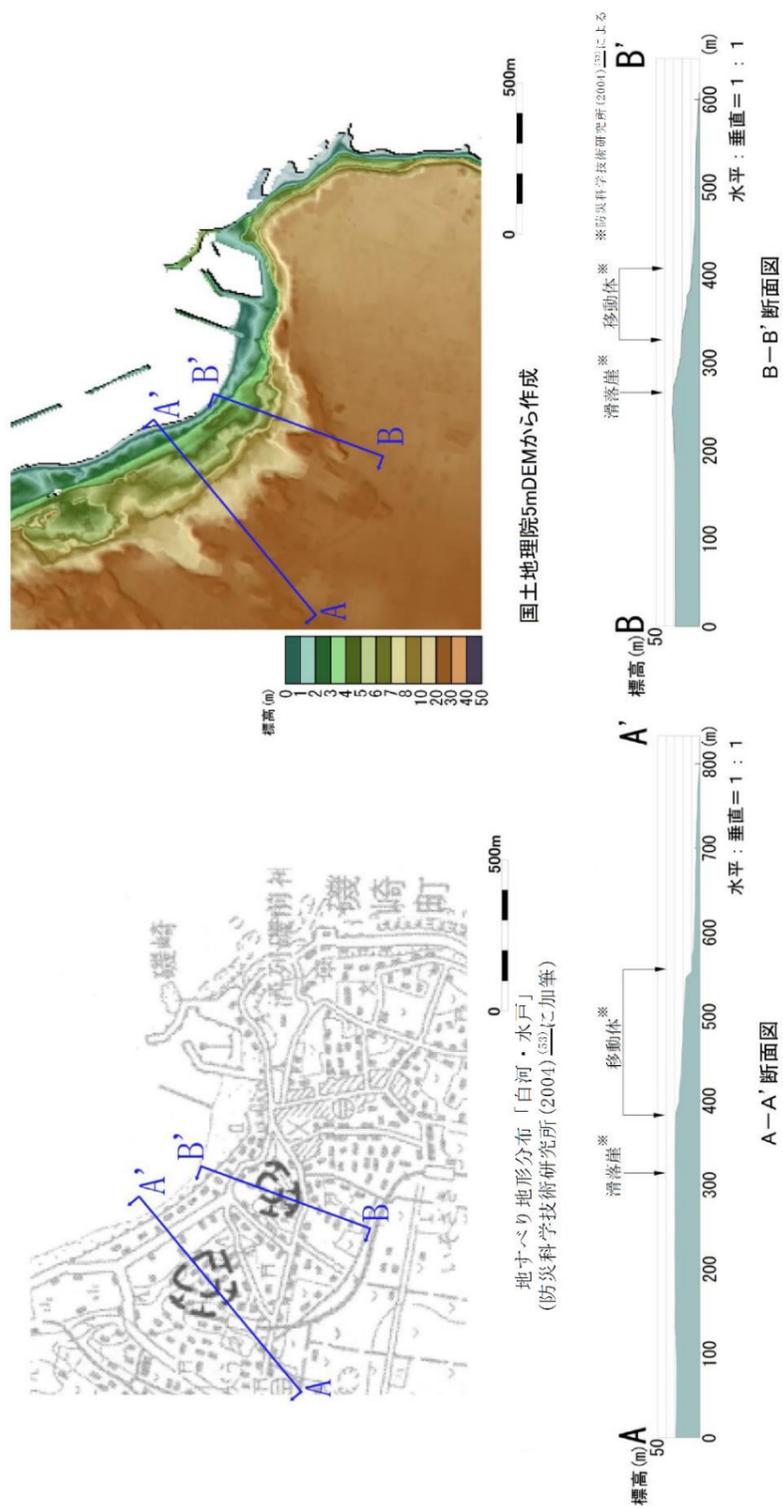
海洋プレート内地震の検討領域

| パラメータ                          | 設定値                   |
|--------------------------------|-----------------------|
| Mw                             | 8.6                   |
| 長さ:L (km)                      | 283.0                 |
| 幅:W (km)                       | 50.0                  |
| すべり量:D (m)                     | 10.1                  |
| 剛性率: $\mu$ (N/m <sup>2</sup> ) | $7.0 \times 10^{10}$  |
| 地震モーメント: $M_0$ (Nm)            | $1.00 \times 10^{22}$ |
| 上縁深さ:d (m)                     | 1.0                   |
| 傾斜角: $\delta$ (°)              | 45                    |
| すべり角: $\lambda$ (°)            | 270                   |
| 走向: $\theta$ (°)               | 180, 205              |

第 7. 3. 12 図 海洋プレート内の正断層地震  
(波源モデルの諸元)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

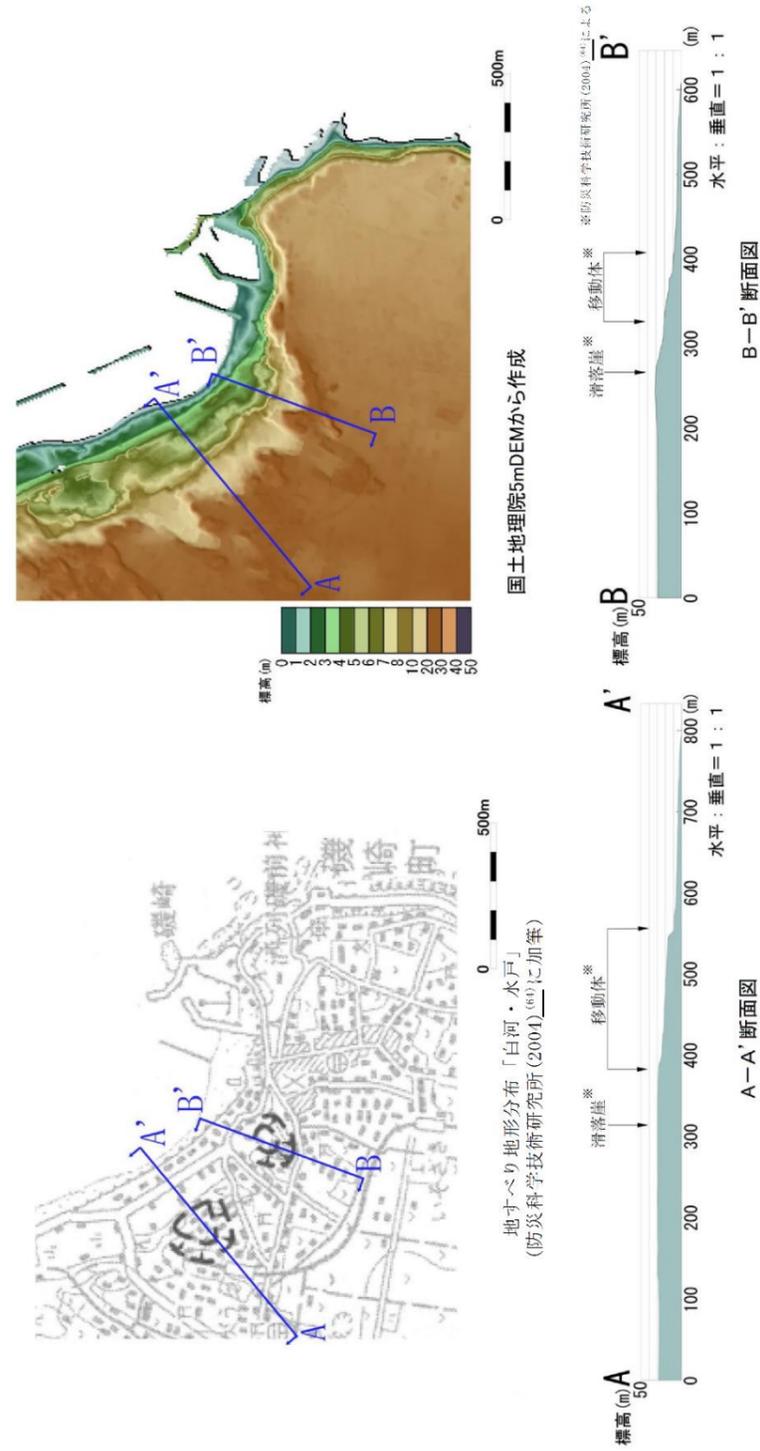
第 7.3.13 図～7.3.14 図 (省略)



第 7.4.1 図 陸上地すべり及び斜面崩壊  
(文献に示される地すべり地形分布に対する地形判読結果)

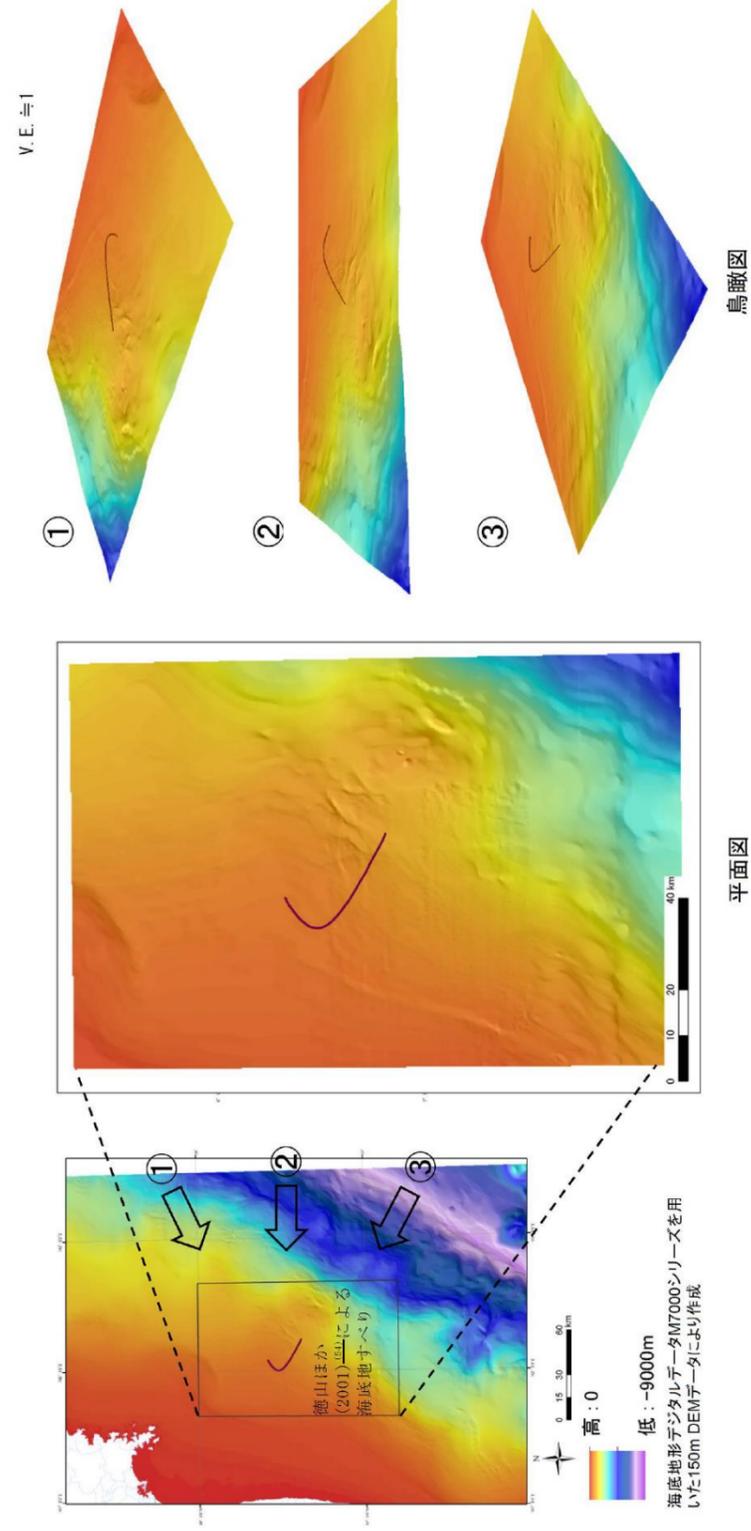
変更後

第 7.3.13 図～7.3.14 図 (変更なし)



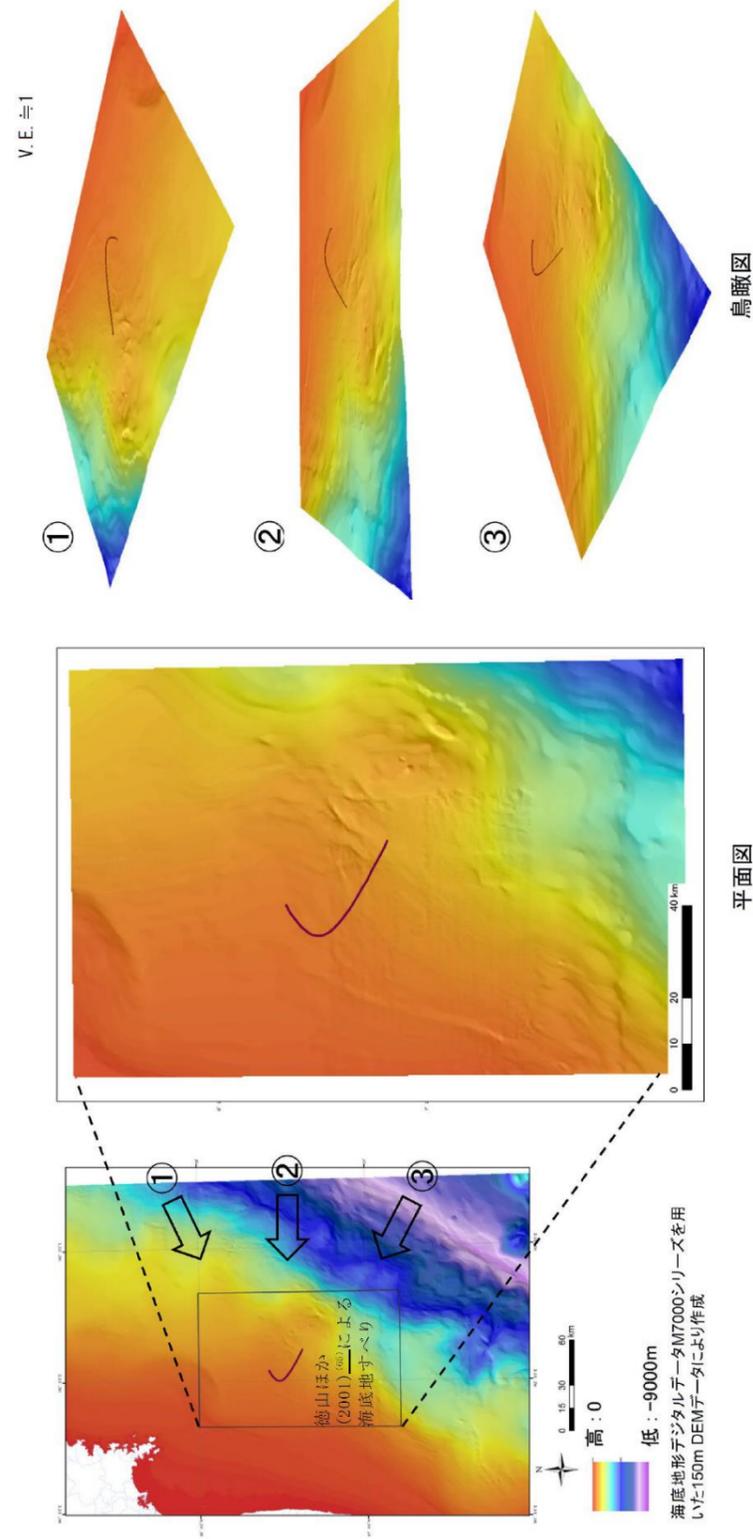
第 7.4.1 図 陸上地すべり及び斜面崩壊  
(文献に示される地すべり地形分布に対する地形判読結果)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



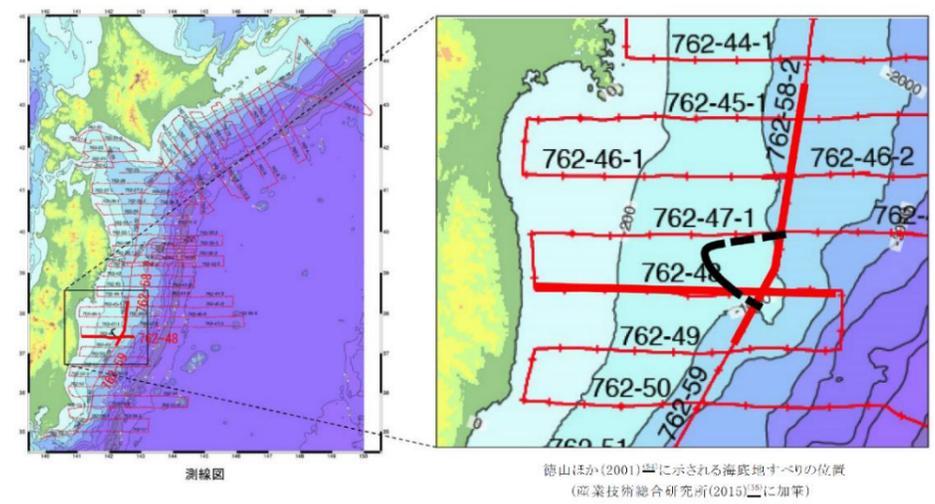
第7.4.2図 海底地すべり  
(文献に示される海底地すべりに対する海底地形判読結果)

変更後

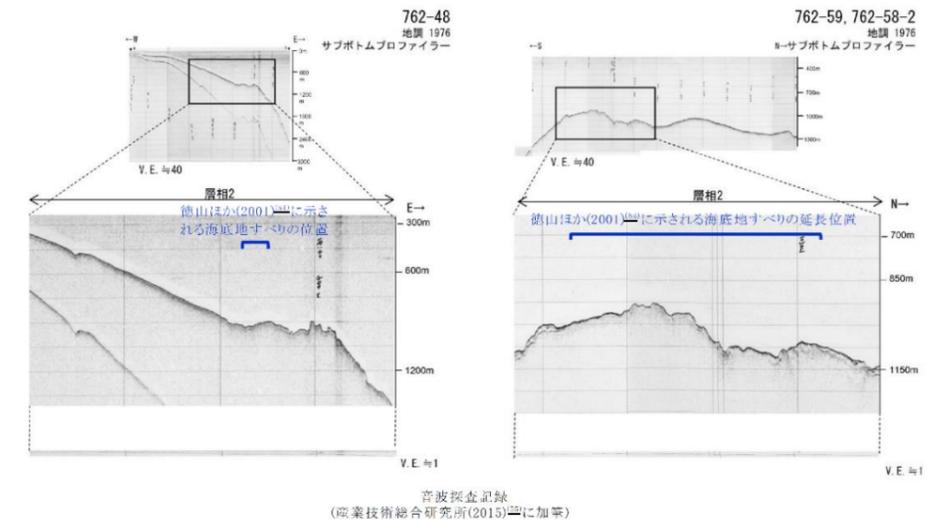


第7.4.2図 海底地すべり  
(文献に示される海底地すべりに対する海底地形判読結果)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



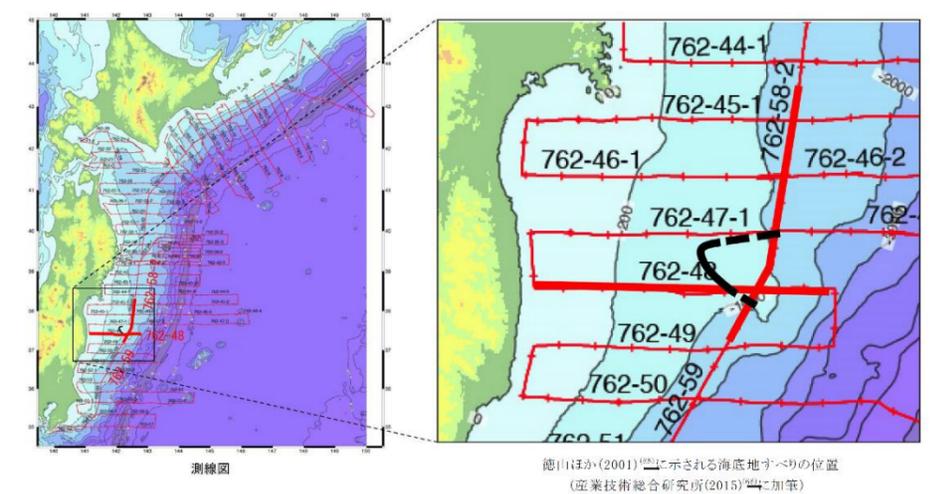
徳山ほか(2001)<sup>1)</sup>に示される海底地すべりの位置  
(産業技術総合研究所(2015)<sup>2)</sup>に加筆)



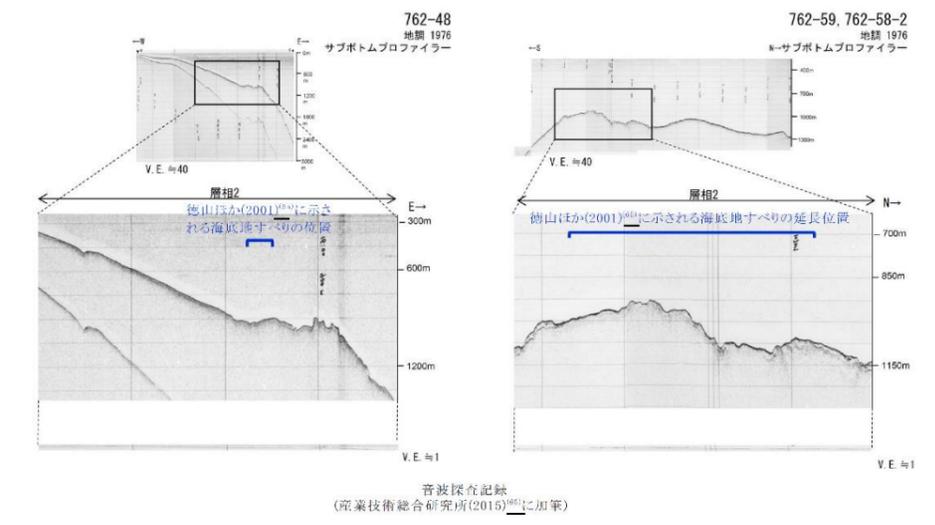
音波探査記録  
(産業技術総合研究所(2015)<sup>2)</sup>に加筆)

第 7.4.3 図 海底地すべり  
(文献に示される海底地すべりに対する音波探査記録による判読結果)

変更後



徳山ほか(2001)<sup>1)</sup>に示される海底地すべりの位置  
(産業技術総合研究所(2015)<sup>2)</sup>に加筆)

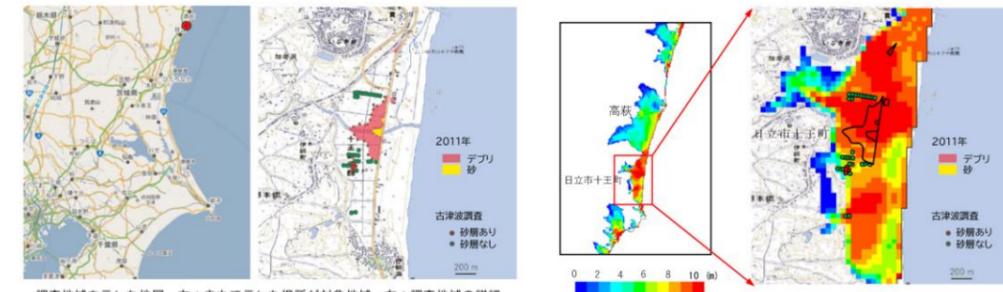


音波探査記録  
(産業技術総合研究所(2015)<sup>2)</sup>に加筆)

第 7.4.3 図 海底地すべり  
(文献に示される海底地すべりに対する音波探査記録による判読結果)

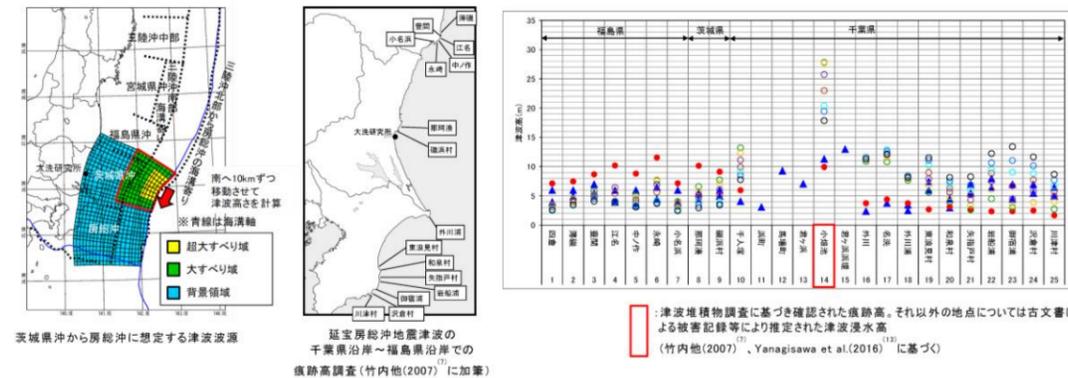
第 7.6.1 図 (省略)

第 7.6.1 図 (変更なし)



調査地域を示した地図。左：赤丸で示した場所が対象地域。右：調査地域の詳細。デブリの分布によって推定された 2011 年の浸水範囲は赤で示されており、津波によって運搬された砂質堆積物は黄色で示している。2010 年までに行っていた過去の津波堆積物に関する調査は、緑色および赤色の丸で示されている。赤い丸で示した場所で、過去の津波堆積物と考えられる砂層が見つかった。  
澤井 (2012)<sup>(11)</sup> を加工

日立市十王町の最大浸水深分布(A-3)



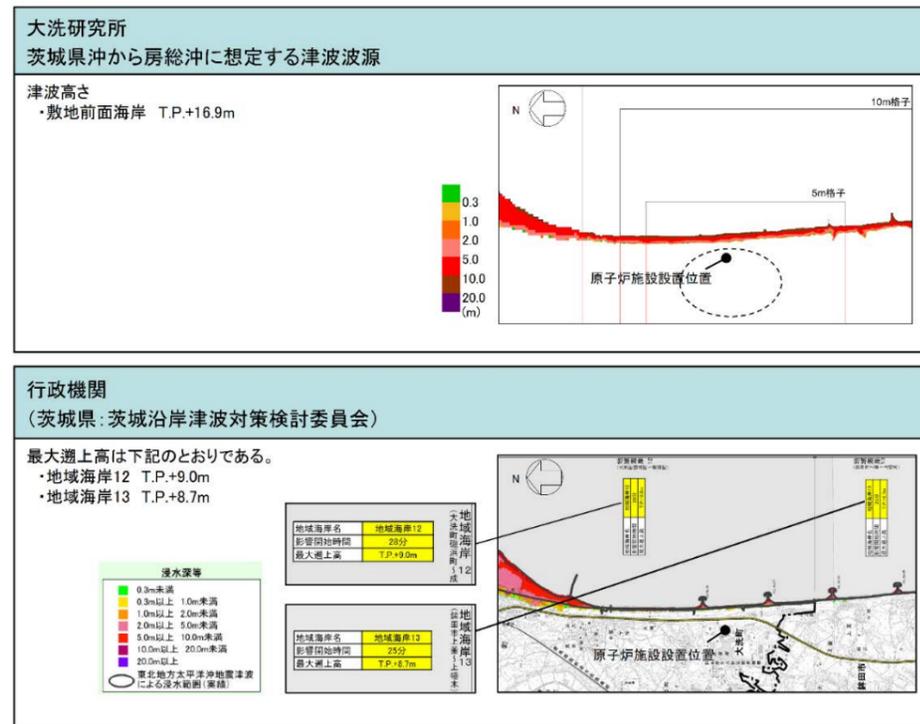
津波堆積物調査に基づき確認された痕跡高。それ以外の地点については古文書による被害記録等により推定された津波浸水深。  
(竹内他(2007)<sup>(12)</sup>、Yanagisawa et al.(2016)<sup>(13)</sup> に基づく)

| 大すべり域 | 位置        | 大すべり域 | 位置        |
|-------|-----------|-------|-----------|
| A-1   | 高津        | A-9   | 南へ30km移動  |
| A-2   | 南へ100km移動 | A-10  | 南へ80km移動  |
| A-3   | 南へ20km移動  | A-11  | 南へ100km移動 |
| A-4   | 南へ30km移動  | A-12  | 南へ110km移動 |
| A-5   | 南へ40km移動  | A-13  | 南へ120km移動 |
| A-6   | 南へ50km移動  | -     | -         |
| A-7   | 南へ60km移動  | -     | -         |

1677 年延宝房総沖地震津波の痕跡高と津波高さの比較

第 7.6.2 図 地質学的証拠及び歴史記録等による確認 (津波堆積物との比較)

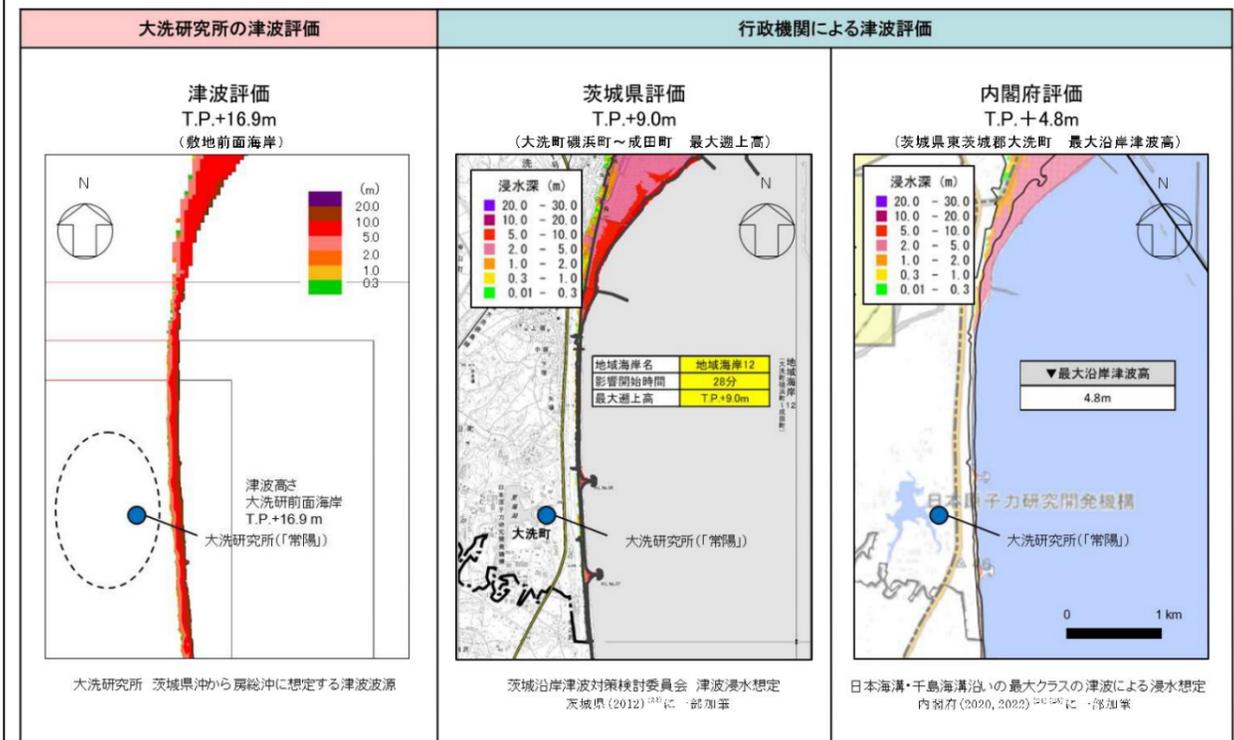
変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 7. 6. 2 図 行政機関による既往評価との比較

第 7. 7. 1 図 (省略)

変更後



第 7. 6. 3 図 行政機関による既往評価との比較

第 7. 7. 1 図 (変更なし)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類6（8. 火山）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>8. 火山</p> <p>8.1 検討の基本方針</p> <p>自然現象に対する設計上の考慮として、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないことを確認するため、<u>試験研究炉</u>の運用期間における火山影響評価を実施する。</p> <p>初めに立地評価として施設に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、抽出された火山を対象に設計対応不可能な火山事象が<u>試験研究炉</u>の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価を行う。次に影響評価として、<u>試験研究炉</u>の安全性に影響を与える可能性のある火山事象について評価を行う。</p> <p>8.2 施設に影響を及ぼし得る火山の抽出</p> <p>8.2.1 地理的領域内の第四紀火山</p> <p>敷地の地理的領域（半径 160km の範囲）に対して、「日本の火山（第 3 版）」（中野他（2013）<sup>(1)</sup>）、「第四紀火山岩体・貫入岩体データベース Ver. 1.00」西来他（2016）<sup>(2)</sup>）、「海域火山データベース」（海上保安庁海洋情報部（2013）<sup>(3)</sup>）、「日本活火山総覧（第 4 版）」（気象庁編（2013）<sup>(4)</sup>）及び「日本の第四紀火山カタログ」（第四紀火山カタログ委員会編（1999）<sup>(5)</sup>）を参照して <u>30</u> の第四紀火山（第 8.2.1 図）を抽出した。</p> <p>8.2.2 完新世に活動を行った火山</p> <p>第四紀火山のうち完新世に活動を行った火山は、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根山</u>、赤城山、燧ヶ岳、安達太良山、磐梯山、榛名山及び沼沢であり、これらの 10 火山を完新世に活動を行った火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動からの経過期間等を第 8.2.1 表に示す。</p> <p>8.2.2.1～8.2.2.3<br/>(省略)</p> <p>8.2.2.4 <u>日光白根山</u></p> <p><u>日光白根山</u>は、栃木県・群馬県境に位置する第四紀火山であり、溶岩流、小型楯状火山及び溶岩ドームで構成される。敷地からの距離は約 120km である。活動年代は約 2 万年前以降で、最新噴火は 1890 年とされている（西来他（2016）<sup>(2)</sup>）。<u>日光白根山</u>の活動履歴の評価に当たっては奥野他（1993）<sup>(20)</sup>、佐々木他（1993）<sup>(21)</sup>、鈴木他（1994）<sup>(17)</sup>、高橋他（1995）<sup>(22)</sup>、第四紀火山カタログ委員会編（1999）<sup>(5)</sup>、中野他（2013）<sup>(1)</sup>、気象庁編（2013）<sup>(4)</sup>及び産業技術総合研究所地質調査総合センター編（2014）<sup>(15)</sup>を参照した。</p> <p><u>日光白根山</u>の活動は新期と古期に区分され、約 2 万年前以降～1890 年に活動したとされる（奥野他（1993）<sup>(20)</sup>等）。また、確認されている有史時代以降の活動は、全て水蒸気噴火であるとされる（佐々木他（1993）<sup>(21)</sup>）。</p> <p>完新世に活動を行った火山であり、施設に影響を及ぼし得る火山として抽出した。</p> | <p>8. 火山</p> <p>8.1 検討の基本方針</p> <p>自然現象に対する設計上の考慮として、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないことを確認するため、<u>原子炉施設</u>の運用期間における火山影響評価を実施する。</p> <p>初めに立地評価として施設に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、抽出された火山を対象に設計対応不可能な火山事象が<u>原子炉施設</u>の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価を行う。次に影響評価として、<u>原子炉施設</u>の安全性に影響を与える可能性のある火山事象について評価を行う。</p> <p>8.2 施設に影響を及ぼし得る火山の抽出</p> <p>8.2.1 地理的領域内の第四紀火山</p> <p>敷地の地理的領域（半径 160km の範囲）に対して、「日本の火山（第 3 版）」（中野他（2013）<sup>(1)</sup>）、「第四紀火山岩体・貫入岩体データベース Ver. 1.00」<u>（西来他（2016）<sup>(2)</sup>）</u>、「海域火山データベース」（海上保安庁海洋情報部（2013）<sup>(3)</sup>）、「日本活火山総覧（第 4 版）」（気象庁編（2013）<sup>(4)</sup>）及び「日本の第四紀火山カタログ」（第四紀火山カタログ委員会編（1999）<sup>(5)</sup>）を参照して <u>31</u> の第四紀火山（第 8.2.1 図）を抽出した。</p> <p>8.2.2 完新世に活動を行った火山</p> <p>第四紀火山のうち完新世に活動を行った火山は、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根火山群</u>、赤城山、燧ヶ岳、安達太良山、磐梯山、榛名山及び沼沢であり、これらの 10 火山を完新世に活動を行った火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動からの経過期間等を第 8.2.1 表に示す。</p> <p>8.2.2.1～8.2.2.3<br/>(変更なし)</p> <p>8.2.2.4 <u>日光白根火山群</u></p> <p><u>日光白根火山群</u>は、栃木県・群馬県境に位置する第四紀火山であり、溶岩流、小型楯状火山及び溶岩ドームで構成される。敷地からの距離は約 120km である。活動年代は約 2 万年前以降で、最新噴火は 1890 年とされている（西来他（2016）<sup>(2)</sup>）。<u>日光白根火山群</u>の活動履歴の評価に当たっては奥野他（1993）<sup>(20)</sup>、佐々木他（1993）<sup>(21)</sup>、鈴木他（1994）<sup>(17)</sup>、高橋他（1995）<sup>(22)</sup>、第四紀火山カタログ委員会編（1999）<sup>(5)</sup>、中野他（2013）<sup>(1)</sup>、気象庁編（2013）<sup>(4)</sup>及び産業技術総合研究所地質調査総合センター編（2014）<sup>(15)</sup>を参照した。</p> <p><u>日光白根火山群</u>の活動は新期と古期に区分され、約 2 万年前以降～1890 年に活動したとされる（奥野他（1993）<sup>(20)</sup>等）。また、確認されている有史時代以降の活動は、全て水蒸気噴火であるとされる（佐々木他（1993）<sup>(21)</sup>）。</p> <p>完新世に活動を行った火山であり、施設に影響を及ぼし得る火山として抽出した。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>8. 2. 2. 5～8. 2. 2. 10<br/>(省略)</p> <p>8. 2. 3 完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山<br/>完新世に活動を行っていない <u>20</u> の火山のうち、最後の活動終了からの期間が、全活動期間もしくは過去の最大休止期間より短いとみなされる場合は、将来の活動可能性が否定できないと判断し、その結果、子持山と笹森山の2火山を将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動からの経過期間等を第8. 2. 1 表に示す。</p> <p>8. 2. 3. 1～8. 2. 3. 2<br/>(省略)</p> <p>8. 2. 4 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出<br/>地理的領域内に分布する第四紀火山について、「完新世に活動を行った火山」及び「完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山」を評価し、施設に影響を及ぼし得る火山として、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根山</u>、赤城山、燧ヶ岳、子持山、安達太良山、磐梯山、榛名山、笹森山及び沼沢の12火山を抽出した。</p> <p>8. 3 抽出された火山の火山活動に関する個別評価<br/>施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、活動履歴に関する文献調査により、評価の対象となる設計対応不可能な火山事象の顕著な発生実績及び過去最大規模の噴火による火山噴出物の敷地への到達可能性について第8. 3. 1 表に整理した。<br/>火砕物密度流については、各火山の過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した。まず、高原山と<u>日光白根山</u>については、活動履歴上、噴出物は溶岩及び火砕物が主であり、火砕物密度流の発生は認められない。それ以外の火山については、過去最大規模の火砕物密度流の分布はいずれも山体周辺に限られ、敷地周辺までの到達は認められない(第8. 3. 1 図、第8. 3. 2 図)。また、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)のうち敷地に最も近い高原山でも敷地から約98kmと十分離れている。したがって、これらの火山事象が敷地に到達する可能性は十分に小さいと判断される。<br/>新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は、火山フロントより前弧側(東方)に位置すること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、これらの火山事象が敷地において発生する可能性は十分に小さいと判断される。<br/>以上のことから、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)については過去最大規模の噴火を想定しても設計対応不可能な火山事象が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価し、火山活動のモニタリングは不要と判断した。</p> <p>8. 4 火山事象の影響評価</p> | <p>8. 2. 2. 5～8. 2. 2. 10<br/>(変更なし)</p> <p>8. 2. 3 完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山<br/>完新世に活動を行っていない <u>21</u> の火山のうち、最後の活動終了からの期間が、全活動期間もしくは過去の最大休止期間より短いとみなされる場合は、将来の活動可能性が否定できないと判断し、その結果、子持山と笹森山の2火山を将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動からの経過期間等を第8. 2. 1 表に示す。</p> <p>8. 2. 3. 1～8. 2. 3. 2<br/>(変更なし)</p> <p>8. 2. 4 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出<br/>地理的領域内に分布する第四紀火山について、「完新世に活動を行った火山」及び「完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山」を評価し、施設に影響を及ぼし得る火山として、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根火山群</u>、赤城山、燧ヶ岳、子持山、安達太良山、磐梯山、榛名山、笹森山及び沼沢の12火山を抽出した。</p> <p>8. 3 抽出された火山の火山活動に関する個別評価<br/>施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、活動履歴に関する文献調査により、評価の対象となる設計対応不可能な火山事象の顕著な発生実績及び過去最大規模の噴火による火山噴出物の敷地への到達可能性について第8. 3. 1 表に整理した。<br/>火砕物密度流については、各火山の過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した。まず、高原山と<u>日光白根火山群</u>については、活動履歴上、噴出物は溶岩及び火砕物が主であり、火砕物密度流の発生は認められない。それ以外の火山については、過去最大規模の火砕物密度流の分布はいずれも山体周辺に限られ、敷地周辺までの到達は認められない(第8. 3. 1 図、第8. 3. 2 図)。また、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)のうち敷地に最も近い高原山でも敷地から約98kmと十分離れている。したがって、これらの火山事象が敷地に到達する可能性は十分に小さいと判断される。<br/>新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は、火山フロントより前弧側(東方)に位置すること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、これらの火山事象が敷地において発生する可能性は十分に小さいと判断される。<br/>以上のことから、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)については過去最大規模の噴火を想定しても設計対応不可能な火山事象が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価し、火山活動のモニタリングは不要と判断した。</p> <p>8. 4 火山事象の影響評価</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>施設に影響を及ぼし得る火山 (12 火山) について、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における活動可能性と規模を考慮し、施設の安全性に影響を与える可能性について検討した。</p> <p>なお、降下火砕物については、地理的領域外の火山も含めてその影響を評価した。</p> <p>8.4.1 降下火砕物</p> <p>8.4.1.1 層厚に関する評価</p> <p>町田・新井 (2011)<sup>(53)</sup>、山元 (2013a)<sup>(11)</sup>等に基づき、敷地周辺に分布が確認または推定される降下火砕物を抽出した。そのうち、噴出源が同定できる降下火砕物については、当該火山の将来の噴火の可能性について噴火履歴等から検討した。一方、噴出源が同定できない降下火砕物については、その堆積状況より検討した。敷地周辺で分布が推定される主な降下火砕物の噴出源と敷地の距離、敷地での層厚、噴火規模、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における同規模の噴火の可能性の有無について、文献調査の結果の整理を第 8.4.1 表に示し、<u>試験研究炉</u>の運用期間中に同規模の噴火の可能性のある降下火砕物の分布を第 8.4.1 図に示す。</p> <p>(1) 噴出源を同定できる降下火砕物の同規模噴火の可能性</p> <p>a. 満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ、日光矢板テフラ (男体・女峰火山群)</p> <p>満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラは男体女峰火山群を噴出源とし、それぞれ約 10 万年前、約 13 万年前、約 14 万年前に噴出したとされる (山元 (2012)<sup>(9)</sup>)。</p> <p>佐々木 (1994)<sup>(18)</sup>によれば、男体・女峰火山群において、約 60 万年前から約 7 万年前までは女峰赤薙火山が活動し、日光溶岩ドーム群の活動を経て、約 2 万年前以降に男体火山、三ツ岳火山、日光白根火山が活動したとされる。</p> <p>上記を踏まえると、満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラが噴出されたのは女峰赤薙火山の活動期であり、現在の活動は男体火山の活動期であると考えられる。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>b. 真岡テフラ (飯士山)</p> <p>真岡テフラは飯士山を噴出源とし、約 22 万年前に噴出したとされる (山元 (2013a)<sup>(11)</sup>)。</p> <p>西来他 (2016)<sup>(2)</sup>、中野他 (2013)<sup>(1)</sup>、赤石・梅田 (2002)<sup>(54)</sup>によれば、飯士山の活動形式は成層火山であり、その活動年代は約 30 万年前～約 20 万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期間が長いことから、飯士山は将来の活動可能性はない火山と判断される。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における真岡テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>c. 立川ローム上部ガラス質テフラ、浅間板鼻黄色テフラ (浅間山)</p> | <p>施設に影響を及ぼし得る火山 (12 火山) について、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における活動可能性と規模を考慮し、施設の安全性に影響を与える可能性について検討した。</p> <p>なお、降下火砕物については、地理的領域外の火山も含めてその影響を評価した。</p> <p>8.4.1 降下火砕物</p> <p>8.4.1.1 層厚に関する評価</p> <p>町田・新井 (2011)<sup>(53)</sup>、山元 (2013a)<sup>(11)</sup>等に基づき、敷地周辺に分布が確認または推定される降下火砕物を抽出した。そのうち、噴出源が同定できる降下火砕物については、当該火山の将来の噴火の可能性について噴火履歴等から検討した。一方、噴出源が同定できない降下火砕物については、その堆積状況より検討した。敷地周辺で分布が推定される主な降下火砕物の噴出源と敷地の距離、敷地での層厚、噴火規模、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における同規模の噴火の可能性の有無について、文献調査の結果の整理を第 8.4.1 表に示し、<u>原子炉施設</u>の運用期間中に同規模の噴火の可能性のある降下火砕物の分布を第 8.4.1 図に示す。</p> <p>(1) 噴出源を同定できる降下火砕物の同規模噴火の可能性</p> <p>a. 満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ、日光矢板テフラ (男体・女峰火山群)</p> <p>満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラは男体女峰火山群を噴出源とし、それぞれ約 10 万年前、約 13 万年前、約 14 万年前に噴出したとされる (山元 (2012)<sup>(9)</sup>)。</p> <p>佐々木 (1994)<sup>(18)</sup>によれば、男体・女峰火山群において、約 60 万年前から約 7 万年前までは女峰赤薙火山が活動し、日光溶岩ドーム群の活動を経て、約 2 万年前以降に男体火山、三ツ岳火山、日光白根火山が活動したとされる。</p> <p>上記を踏まえると、満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラが噴出されたのは女峰赤薙火山の活動期であり、現在の活動は男体火山の活動期であると考えられる。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>b. 真岡テフラ (飯士山)</p> <p>真岡テフラは飯士山を噴出源とし、約 22 万年前に噴出したとされる (山元 (2013a)<sup>(11)</sup>)。</p> <p>西来他 (2016)<sup>(2)</sup>、中野他 (2013)<sup>(1)</sup>、赤石・梅田 (2002)<sup>(54)</sup>によれば、飯士山の活動形式は成層火山であり、その活動年代は約 30 万年前～約 20 万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期間が長いことから、飯士山は将来の活動可能性はない火山と判断される。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における真岡テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>c. 立川ローム上部ガラス質テフラ、浅間板鼻黄色テフラ (浅間山)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>立川ローム上部ガラス質テフラは約 1.5 万年前～約 1.6 万年前に、浅間板鼻黄色テフラは約 1.5 万年前～約 1.65 万年前に、浅間山を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>高橋他 (2013) <sup>(55)</sup>によれば、浅間山の活動は、黒斑火山、仏岩火山、前掛火山に区分される。高橋・安井 (2013) <sup>(56)</sup>によれば、最新活動期である前掛火山は約 1 万年前(山元 (2014b) <sup>(31)</sup>)から活動を開始したとされる。</p> <p>山元 (2014b) <sup>(31)</sup>によれば、立川ローム上部ガラス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラは仏岩火山の活動であり、現在は前掛火山の活動となっており、2015 年にはごく小規模な噴火が発生し、微量の降灰が確認された(気象庁 (2015) <sup>(57)</sup>)。</p> <p>なお、現在の活動での最大規模の噴火は、浅間Bテフラであるが、敷地周辺(半径約 30km 以内)で確認または分布は推定されない。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における立川ローム上部ガラス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>d. 箱根東京テフラ、箱根吉沢下部 7 テフラ(箱根火山群)</p> <p>箱根東京テフラは約 6.6 万年前に、箱根吉沢下部 7 テフラは約 12.8 万年前～約 13.2 万年前の間に、箱根火山群を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>長井・高橋 (2008) <sup>(58)</sup>によれば、箱根火山群の活動は、初期の陸上火山活動であるステージ 1、玄武岩～安山岩質成層火山群形成期のステージ 2、安山岩質成層火山群及び独立単成火山群形成期のステージ 3、カルデラ及び単成火山群形成期のステージ 4、前期中央火口丘形成期のステージ 5、爆発的噴火期のステージ 6、後期中央火口丘形成期のステージ 7 に区分される。</p> <p>山元 (2014b) <sup>(31)</sup>によれば、箱根東京テフラは爆発的噴火を主体としていたステージ 6、箱根吉沢下部 7 テフラはステージ 5 で発生した降下火砕物である。現在は中央火口丘での溶岩ドームの活動であるステージ 7 であり、顕著な降下火砕物の発生は確認されない。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における箱根東京テフラ及び箱根吉沢下部 7 テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>e. 飯縄上樽 a テフラ(飯縄山)</p> <p>飯縄上樽 a テフラは、約 13 万年前に飯縄山を噴出源として噴出したテフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>飯縄山は、第 I 活動期と第 II 活動期の 2 つの活動期間に大別され、第 I 活動期は、約 34 万年前ごろ、第 II 活動期は約 20 万年前にはじまり、飯縄上樽 a テフラは第 II 活動期に発生した(早津他 (2008) <sup>(59)</sup>)。早津他 (2008) <sup>(59)</sup>によれば、飯縄山は妙高火山群を構成する火山の 1 つであり、その活動は玄武岩質マグマによって開始し、デイサイト質マグマの活動によって終わるとされ、飯縄山の第 II 活動期においても、噴出するマグマの性質が玄武岩質から安山岩質、安山岩質からデイサイト質へと変化したとされる。また、第 II 活動期は、飯縄上樽 a テフラ噴出後の活動である溶岩ドーム群の活動を最後に急速に衰退し、約 6 万年前の水蒸気爆発の発生以降、噴火の痕跡は確認されず、噴気活動や高温の温泉の湧出等は全く認められないことから、現在、火山活動は完全に停止状態に</p> | <p>立川ローム上部ガラス質テフラは約 1.5 万年前～約 1.6 万年前に、浅間板鼻黄色テフラは約 1.5 万年前～約 1.65 万年前に、浅間山を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>高橋他 (2013) <sup>(55)</sup>によれば、浅間山の活動は、黒斑火山、仏岩火山、前掛火山に区分される。高橋・安井 (2013) <sup>(56)</sup>によれば、最新活動期である前掛火山は約 1 万年前(山元 (2014b) <sup>(31)</sup>)から活動を開始したとされる。</p> <p>山元 (2014b) <sup>(31)</sup>によれば、立川ローム上部ガラス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラは仏岩火山の活動であり、現在は前掛火山の活動となっており、2015 年にはごく小規模な噴火が発生し、微量の降灰が確認された(気象庁 (2015) <sup>(57)</sup>)。</p> <p>なお、現在の活動での最大規模の噴火は、浅間Bテフラであるが、敷地周辺(半径約 30km 以内)で確認または分布は推定されない。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における立川ローム上部ガラス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>d. 箱根東京テフラ、箱根吉沢下部 7 テフラ(箱根火山群)</p> <p>箱根東京テフラは約 6.6 万年前に、箱根吉沢下部 7 テフラは約 12.8 万年前～約 13.2 万年前の間に、箱根火山群を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>長井・高橋 (2008) <sup>(58)</sup>によれば、箱根火山群の活動は、初期の陸上火山活動であるステージ 1、玄武岩～安山岩質成層火山群形成期のステージ 2、安山岩質成層火山群及び独立単成火山群形成期のステージ 3、カルデラ及び単成火山群形成期のステージ 4、前期中央火口丘形成期のステージ 5、爆発的噴火期のステージ 6、後期中央火口丘形成期のステージ 7 に区分される。</p> <p>山元 (2014b) <sup>(31)</sup>によれば、箱根東京テフラは爆発的噴火を主体としていたステージ 6、箱根吉沢下部 7 テフラはステージ 5 で発生した降下火砕物である。現在は中央火口丘での溶岩ドームの活動であるステージ 7 であり、顕著な降下火砕物の発生は確認されない。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における箱根東京テフラ及び箱根吉沢下部 7 テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>e. 飯縄上樽 a テフラ(飯縄山)</p> <p>飯縄上樽 a テフラは、約 13 万年前に飯縄山を噴出源として噴出したテフラである(町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>飯縄山は、第 I 活動期と第 II 活動期の 2 つの活動期間に大別され、第 I 活動期は、約 34 万年前ごろ、第 II 活動期は約 20 万年前にはじまり、飯縄上樽 a テフラは第 II 活動期に発生した(早津他 (2008) <sup>(59)</sup>)。早津他 (2008) <sup>(59)</sup>によれば、飯縄山は妙高火山群を構成する火山の 1 つであり、その活動は玄武岩質マグマによって開始し、デイサイト質マグマの活動によって終わるとされ、飯縄山の第 II 活動期においても、噴出するマグマの性質が玄武岩質から安山岩質、安山岩質からデイサイト質へと変化したとされる。また、第 II 活動期は、飯縄上樽 a テフラ噴出後の活動である溶岩ドーム群の活動を最後に急速に衰退し、約 6 万年前の水蒸気爆発の発生以降、噴火の痕跡は確認されず、噴気活動や高温の温泉の湧出等は全く認められないことから、現在、火山活動は完全に停止状態に</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>あると考えられている (早津他 (2008) <sup>(59)</sup>)。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における飯縄上樽 a テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>f. 御嶽第1テフラ (御嶽山)</p> <p>御嶽第1テフラは、約9.5万年前～約10万年前に御嶽山を噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>御嶽山の活動は、山元 (2014b) <sup>(31)</sup>、及川他 (2014) <sup>(60)</sup>によれば、古期御嶽火山と新期御嶽火山に分けられ、現在は新期御嶽火山の活動期であり、御嶽第1テフラは約10万年前に発生したとされる。また、木村 (1993) <sup>(61)</sup>によれば、新期御嶽火山の活動は3つのステージに分けられ、御嶽第1テフラをもたらした噴火が発生したステージはO1ステージ (デイサイト-流紋岩質のプリニー式噴火と、カルデラ陥没及び溶岩ドームの形成) であり、現在は山頂付近の小円錐火山群の形成期であるO3ステージで、約2万年前以降は水蒸気噴火を中心とした活動であるとされる。</p> <p>なお、及川他 (2014) <sup>(60)</sup>によれば、過去1万年以内に少なくとも4回のマグマ噴火が確認されている。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における御嶽第1テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>g. 谷口テフラ、大峰テフラ (爺ヶ岳)、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラ (穂高岳)</p> <p>谷口テフラ及び大峰テフラの噴出源である爺ヶ岳、並びに恵比須峠福田テフラ及び丹生川テフラの噴出源である穂高岳はいずれも飛騨山脈に位置する第四紀火山である (及川 (2003) <sup>(62)</sup>)。</p> <p>及川 (2003) <sup>(62)</sup>によれば、飛騨山脈での火成活動はStage I～IIIの3つの活動期に区分され、谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラを発生させた時期はいずれもStage I (2.5Ma～1.5Ma) である。</p> <p>現在の活動期はStage III (0.8Ma～0Ma) であり、東西圧縮応力場のもとで、成層火山形成を主体とした活動が継続していることから、飛騨山脈においてStage Iで発生した大規模な噴火の発生可能性は十分に小さいと考えられる。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中において谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラと同規模の噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>h. 大町A p mテフラ群 (樅沢岳)</p> <p>大町A p mテフラ群は、樅沢岳を噴出源として噴出した広域テフラ群である (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>西来他 (2016) <sup>(2)</sup>、中野他 (2013) <sup>(1)</sup>、原山 (1990) <sup>(63)</sup>、町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>等によれば、火山の活動形式は火砕流であり、その活動年代は約40万年前～約30万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、樅沢岳は全活動期間より、最後の活動終了からの期間が長いことから、将来の活動可能性はないと判断される。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における大町A p mテフラ群と同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> | <p>あると考えられている (早津他 (2008) <sup>(59)</sup>)。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における飯縄上樽 a テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>f. 御嶽第1テフラ (御嶽山)</p> <p>御嶽第1テフラは、約9.5万年前～約10万年前に御嶽山を噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>御嶽山の活動は、山元 (2014b) <sup>(31)</sup>、及川他 (2014) <sup>(60)</sup>によれば、古期御嶽火山と新期御嶽火山に分けられ、現在は新期御嶽火山の活動期であり、御嶽第1テフラは約10万年前に発生したとされる。また、木村 (1993) <sup>(61)</sup>によれば、新期御嶽火山の活動は3つのステージに分けられ、御嶽第1テフラをもたらした噴火が発生したステージはO1ステージ (デイサイト-流紋岩質のプリニー式噴火と、カルデラ陥没及び溶岩ドームの形成) であり、現在は山頂付近の小円錐火山群の形成期であるO3ステージで、約2万年前以降は水蒸気噴火を中心とした活動であるとされる。</p> <p>なお、及川他 (2014) <sup>(60)</sup>によれば、過去1万年以内に少なくとも4回のマグマ噴火が確認されている。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における御嶽第1テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>g. 谷口テフラ、大峰テフラ (爺ヶ岳)、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラ (穂高岳)</p> <p>谷口テフラ及び大峰テフラの噴出源である爺ヶ岳、並びに恵比須峠福田テフラ及び丹生川テフラの噴出源である穂高岳はいずれも飛騨山脈に位置する第四紀火山である (及川 (2003) <sup>(62)</sup>)。</p> <p>及川 (2003) <sup>(62)</sup>によれば、飛騨山脈での火成活動はStage I～IIIの3つの活動期に区分され、谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラを発生させた時期はいずれもStage I (2.5Ma～1.5Ma) である。</p> <p>現在の活動期はStage III (0.8Ma～0Ma) であり、東西圧縮応力場のもとで、成層火山形成を主体とした活動が継続していることから、飛騨山脈においてStage Iで発生した大規模な噴火の発生可能性は十分に小さいと考えられる。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中において谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラと同規模の噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>h. 大町A p mテフラ群 (樅沢岳)</p> <p>大町A p mテフラ群は、樅沢岳を噴出源として噴出した広域テフラ群である (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>西来他 (2016) <sup>(2)</sup>、中野他 (2013) <sup>(1)</sup>、原山 (1990) <sup>(63)</sup>、町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>等によれば、火山の活動形式は火砕流であり、その活動年代は約40万年前～約30万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、樅沢岳は全活動期間より、最後の活動終了からの期間が長いことから、将来の活動可能性はないと判断される。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における大町A p mテフラ群と同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>i. 貝塩上宝テフラ (上宝)</p> <p>貝塩上宝テフラは、上宝を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>西来他(2016)<sup>(2)</sup>、中野他(2013)<sup>(1)</sup>によれば、火山の活動形式は火砕流であり、その活動期間は約60万年前とされている。また、鈴木(2000)<sup>(64)</sup>等によれば、約62万年前から約60万年前の間に大規模な噴火が発生し、貝塩給源火道から上宝火砕流及び貝塩上宝テフラが噴出したとされる。上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期間が長いことから、将来の活動可能性はないと判断される。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における貝塩上宝テフラと同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>j. 玉川R4テフラ (玉川カルデラ)</p> <p>玉川R4テフラは、約200万年前に玉川カルデラを噴出源とし噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>鈴木・中山(2007)<sup>(65)</sup>によれば、敷地周辺に玉川R4テフラの分布が示され、その降灰年代は2.0Maと推定されるとしている。梅田他(1999)<sup>(43)</sup>によれば、東北日本の2Ma以降の火山活動は、活動年代、噴出量、噴火様式、広域応力場変遷の観点から次の3ステージに区分される。stage1(2Ma~1Ma)では、弱圧縮応力場の環境下で大規模珪長質火砕流の噴出が卓越したとされる。stage2(1Ma~0.6Ma)では、強圧縮応力場の環境下で成層火山の活動が卓越したとされる。stage3(0.6Ma以降)では、強圧縮応力場におかれ、脊梁山脈全体で断層運動が活発化し、大規模珪長質火砕流、成層火山の活動が共に認められ、マグマ噴出量が増大したとされる。</p> <p>現在の東北日本における火山活動はstage3に相当することに加え、高橋(1995)<sup>(66)</sup>によれば、大量の珪長質マグマを蓄積するには低地殻歪速度が必要であるとされる。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における玉川R4テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>k. 八甲田国本テフラ (八甲田カルデラ)</p> <p>八甲田国本テフラは、約76万年前に八甲田カルデラ(八甲田火山)を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>気象庁編(2013)<sup>(4)</sup>によれば、八甲田火山は、南八甲田火山群、北八甲田火山群に区分され、八甲田カルデラは北八甲田火山群の直下~北東に存在するとされている。中野他(2013)<sup>(1)</sup>及び工藤他(2011)<sup>(67)</sup>によれば、八甲田火山の活動を、南八甲田火山群、八甲田カルデラ、北八甲田火山群の活動に区分し、このうち、八甲田カルデラにおいては、約1Ma(八甲田中里川)、0.9Ma(八甲田黄瀬)、0.76Ma(八甲田第1期)、0.4Ma(八甲田第2期)に大規模火砕流を噴出したとされている。八甲田火山は、110万年前から活動を開始し、南八甲田火山群及び八甲田カルデラの活動後、最近30年間では、北八甲田火山群のみの活動が継続している。八甲田国本テフラは八甲田カルデラの活動で発生したものであり、現在は北八甲田火山群の活動である。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における八甲田国本テフラと同規模噴火の</p> | <p>i. 貝塩上宝テフラ (上宝)</p> <p>貝塩上宝テフラは、上宝を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>西来他(2016)<sup>(2)</sup>、中野他(2013)<sup>(1)</sup>によれば、火山の活動形式は火砕流であり、その活動期間は約60万年前とされている。また、鈴木(2000)<sup>(64)</sup>等によれば、約62万年前から約60万年前の間に大規模な噴火が発生し、貝塩給源火道から上宝火砕流及び貝塩上宝テフラが噴出したとされる。</p> <p>上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期間が長いことから、将来の活動可能性はないと判断される。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における貝塩上宝テフラと同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>j. 玉川R4テフラ (玉川カルデラ)</p> <p>玉川R4テフラは、約200万年前に玉川カルデラを噴出源とし噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>鈴木・中山(2007)<sup>(65)</sup>によれば、敷地周辺に玉川R4テフラの分布が示され、その降灰年代は2.0Maと推定されるとしている。梅田他(1999)<sup>(43)</sup>によれば、東北日本の2Ma以降の火山活動は、活動年代、噴出量、噴火様式、広域応力場変遷の観点から次の3ステージに区分される。stage1(2Ma~1Ma)では、弱圧縮応力場の環境下で大規模珪長質火砕流の噴出が卓越したとされる。stage2(1Ma~0.6Ma)では、強圧縮応力場の環境下で成層火山の活動が卓越したとされる。stage3(0.6Ma以降)では、強圧縮応力場におかれ、脊梁山脈全体で断層運動が活発化し、大規模珪長質火砕流、成層火山の活動が共に認められ、マグマ噴出量が増大したとされる。</p> <p>現在の東北日本における火山活動はstage3に相当することに加え、高橋(1995)<sup>(66)</sup>によれば、大量の珪長質マグマを蓄積するには低地殻歪速度が必要であるとされる。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における玉川R4テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>k. 八甲田国本テフラ (八甲田カルデラ)</p> <p>八甲田国本テフラは、約76万年前に八甲田カルデラ(八甲田火山)を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)<sup>(53)</sup>)。</p> <p>気象庁編(2013)<sup>(4)</sup>によれば、八甲田火山は、南八甲田火山群、北八甲田火山群に区分され、八甲田カルデラは北八甲田火山群の直下~北東に存在するとされている。中野他(2013)<sup>(1)</sup>及び工藤他(2011)<sup>(67)</sup>によれば、八甲田火山の活動を、南八甲田火山群、八甲田カルデラ、北八甲田火山群の活動に区分し、このうち、八甲田カルデラにおいては、約1Ma(八甲田中里川)、0.9Ma(八甲田黄瀬)、0.76Ma(八甲田第1期)、0.4Ma(八甲田第2期)に大規模火砕流を噴出したとされている。八甲田火山は、110万年前から活動を開始し、南八甲田火山群及び八甲田カルデラの活動後、最近30年間では、北八甲田火山群のみの活動が継続している。八甲田国本テフラは八甲田カルデラの活動で発生したものであり、現在は北八甲田火山群の活動である。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における八甲田国本テフラと同規模噴火の</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>1. 大山倉吉テフラ (大山)</p> <p>大山倉吉テフラは、約 5.5 万年前に大山を噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>守屋 (1983) <sup>(68)</sup> の日本の第四紀火山の地形発達過程に基づく分類によれば大山は最終期である第 4 期とされる。また、米倉 (2001) <sup>(69)</sup> によれば、一般にこの第 4 期の噴出量は第 1 期～第 3 期と比べて少なく、数 km<sup>3</sup> とされる。</p> <p>また、山元 (2014b) <sup>(31)</sup> による活動履歴情報の整理に基づけば、約 40 万年前以降、最も規模の大きな噴火は大山倉吉テフラ噴火であるが、これに至る活動間隔は、大山倉吉テフラ噴火以降の経過期間に比べて十分に長い。</p> <p>ただし、数 km<sup>3</sup> 以下の規模の噴火については、大山倉吉テフラ噴火以前もしくは以降においても繰り返し発生している。また、Zhao et al. (2011) <sup>(70)</sup> によれば、大山の地下深部に広がる低速度層と、大山の西方地下で発生している低周波地震の存在から、地下深部にはマグマ溜まりが存在している可能性が示唆される。保守的に、この低速度層をマグマ溜まりとして評価した場合、その深度は 20km 以深に位置し、これは爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深度 7km (東宮 (1997) <sup>(71)</sup>) よりも深い位置に相当する。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における大山倉吉テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>m. 阿蘇 4、阿蘇 3 テフラ (阿蘇カルデラ)</p> <p>阿蘇 4 テフラは約 8.5 万年前～約 9 万年前に、阿蘇 3 テフラは約 13 万年前に、いずれも阿蘇カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup> に基づけば、現在の阿蘇カルデラの活動期は、最新の破局的噴火 (約 9 万年前の阿蘇 4 テフラの噴出) 以降、阿蘇山において草千里ヶ浜軽石等の多様な噴火様式による小規模噴火が発生していることから、阿蘇山における後カルデラ噴火ステージの活動と考えられ、苦鉄質火山噴出物及び珪長質火山噴出物の給源火口の分布 (三好他 (2005) <sup>(73)</sup>) から、地下に大規模な珪長質マグマ溜まりは存在していないと考えられる。また、破局的噴火の最短の活動間隔 (約 2 万年) は、最新の破局的噴火からの経過期間 (約 9 万年) と比べて短い。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における阿蘇 4、阿蘇 3 テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>n. 始良 T n テフラ (始良カルデラ)</p> <p>始良 T n テフラは、南九州の始良カルデラを噴出源とし、約 2.8 万年前～約 3 万年前に噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>現在の始良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup> に基づけば、後カルデラ火山噴火ステージであると考えられる。また、破局的噴火の活動間隔 (約 6 年以上) は、最新の破局的噴火である約 3 万年前の始良 T n テフラの噴出からの経過期間と比べ十分に長く、現在は破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火ステージの兆候が認められない。</p> | <p>発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>1. 大山倉吉テフラ (大山)</p> <p>大山倉吉テフラは、約 5.5 万年前に大山を噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>守屋 (1983) <sup>(68)</sup> の日本の第四紀火山の地形発達過程に基づく分類によれば大山は最終期である第 4 期とされる。また、米倉 (2001) <sup>(69)</sup> によれば、一般にこの第 4 期の噴出量は第 1 期～第 3 期と比べて少なく、数 km<sup>3</sup> とされる。</p> <p>また、山元 (2014b) <sup>(31)</sup> による活動履歴情報の整理に基づけば、約 40 万年前以降、最も規模の大きな噴火は大山倉吉テフラ噴火であるが、これに至る活動間隔は、大山倉吉テフラ噴火以降の経過期間に比べて十分に長い。</p> <p>ただし、数 km<sup>3</sup> 以下の規模の噴火については、大山倉吉テフラ噴火以前もしくは以降においても繰り返し発生している。また、Zhao et al. (2011) <sup>(70)</sup> によれば、大山の地下深部に広がる低速度層と、大山の西方地下で発生している低周波地震の存在から、地下深部にはマグマ溜まりが存在している可能性が示唆される。保守的に、この低速度層をマグマ溜まりとして評価した場合、その深度は 20km 以深に位置し、これは爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深度 7km (東宮 (1997) <sup>(71)</sup>) よりも深い位置に相当する。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における大山倉吉テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>m. 阿蘇 4、阿蘇 3 テフラ (阿蘇カルデラ)</p> <p>阿蘇 4 テフラは約 8.5 万年前～約 9 万年前に、阿蘇 3 テフラは約 13 万年前に、いずれも阿蘇カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup> に基づけば、現在の阿蘇カルデラの活動期は、最新の破局的噴火 (約 9 万年前の阿蘇 4 テフラの噴出) 以降、阿蘇山において草千里ヶ浜軽石等の多様な噴火様式による小規模噴火が発生していることから、阿蘇山における後カルデラ噴火ステージの活動と考えられ、苦鉄質火山噴出物及び珪長質火山噴出物の給源火口の分布 (三好他 (2005) <sup>(73)</sup>) から、地下に大規模な珪長質マグマ溜まりは存在していないと考えられる。また、破局的噴火の最短の活動間隔 (約 2 万年) は、最新の破局的噴火からの経過期間 (約 9 万年) と比べて短い。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における阿蘇 4、阿蘇 3 テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>n. 始良 T n テフラ (始良カルデラ)</p> <p>始良 T n テフラは、南九州の始良カルデラを噴出源とし、約 2.8 万年前～約 3 万年前に噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>現在の始良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup> に基づけば、後カルデラ火山噴火ステージであると考えられる。また、破局的噴火の活動間隔 (約 6 年以上) は、最新の破局的噴火である約 3 万年前の始良 T n テフラの噴出からの経過期間と比べ十分に長く、現在は破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火ステージの兆候が認められない。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における、始良T n テフラと同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>o. 鬼界アカホヤテフラ、鬼界葛原テフラ (鬼界カルデラ)</p> <p>鬼界アカホヤテフラは約 7,300 年前に、鬼界葛原テフラは約 9.5 万年前に、いずれも鬼界カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup>に基づけば、後カルデラ火山噴火ステージ (薩摩硫黄島) であると考えられる。また、鬼界カルデラにおける破局的噴火の活動間隔は約 5 万年以上であり、最新の破局的噴火からの経過期間 (約 0.7 万年) に比べて十分長い。</p> <p>以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における鬼界アカホヤテフラ及び鬼界葛原テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>(2) 噴出源が同定できない降下火砕物</p> <p>敷地周辺で確認された噴出源が同定できない降下火砕物は、<u>敷地</u>から西北西に約 23km の茨城県笠間市大古山の涸沼川沿いで確認される「涸沼川テフラ」(山元 (2013a) <sup>(11)</sup>) の 1 つである。本テフラは見和層下部のエスチュアリー相泥質堆積物中に再堆積物として挟まれる層厚 15 cm の軽石質の粗粒火山灰であるとされている (山元 (2013a) <sup>(11)</sup>)。また、涸沼川テフラは敷地近傍においてその分布が認められないことから、敷地への影響は十分に小さいと判断される。</p> <p>(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討</p> <p>文献調査結果から、敷地周辺で分布が推定される主な降下火砕物のうち、噴出源が同定でき、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における同規模の噴火の可能性のある降下火砕物として、高原山を噴出源とする高原戸室山 2 テフラ、男体・女峰火山群を噴出源とする男体今市テフラ、男体七本桜テフラ、赤城山を噴出源とする赤城鹿沼テフラ、赤城行川 2 テフラ、赤城水沼 1 テフラ、赤城水沼 2 テフラ、赤城水沼 8 テフラ、赤城水沼 9-10 テフラ、燧ヶ岳を噴出源とする燧ヶ岳七入テフラ、沼沢を噴出源とする沼沢芝原テフラ、榛名山を噴出源とする榛名八崎テフラ、四阿山を噴出源とする四阿菅平 2 テフラが挙げられる。</p> <p>一方、噴出源が同定できない降下火砕物として、涸沼川テフラが認められる。</p> <p>これらの降下火砕物のうち、敷地周辺において層厚とその噴火規模が最も大きい降下火砕物は赤城鹿沼テフラであり、設計上考慮する降下火砕物として詳細に検討を行った。</p> <p>a. ~ b.</p> <p>(省略)</p> <p>(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定</p> <p>(省略)</p> <p>8.4.1.2 密度に関する評価</p> <p>(省略)</p> <p>8.4.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水</p> <p>施設に影響を及ぼし得る 12 火山のうち、敷地から 120 km の範囲内には高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根山</u>の 4 火山が位置する。敷地は那珂川流域に位置し、上流域に対象</p> | <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における、始良T n テフラと同規模噴火の可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>o. 鬼界アカホヤテフラ、鬼界葛原テフラ (鬼界カルデラ)</p> <p>鬼界アカホヤテフラは約 7,300 年前に、鬼界葛原テフラは約 9.5 万年前に、いずれも鬼界カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである (町田・新井 (2011) <sup>(53)</sup>)。</p> <p>現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) <sup>(72)</sup>に基づけば、後カルデラ火山噴火ステージ (薩摩硫黄島) であると考えられる。また、鬼界カルデラにおける破局的噴火の活動間隔は約 5 万年以上であり、最新の破局的噴火からの経過期間 (約 0.7 万年) に比べて十分長い。</p> <p>以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における鬼界アカホヤテフラ及び鬼界葛原テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>(2) 噴出源が同定できない降下火砕物</p> <p>敷地周辺で確認された噴出源が同定できない降下火砕物は、<u>敷地</u>から西北西に約 23km の茨城県笠間市大古山の涸沼川沿いで確認される「涸沼川テフラ」(山元 (2013a) <sup>(11)</sup>) の 1 つである。本テフラは見和層下部のエスチュアリー相泥質堆積物中に再堆積物として挟まれる層厚 15 cm の軽石質の粗粒火山灰であるとされている (山元 (2013a) <sup>(11)</sup>)。また、涸沼川テフラは敷地近傍においてその分布が認められないことから、敷地への影響は十分に小さいと判断される。</p> <p>(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討</p> <p>文献調査結果から、敷地周辺で分布が推定される主な降下火砕物のうち、噴出源が同定でき、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における同規模の噴火の可能性のある降下火砕物として、高原山を噴出源とする高原戸室山 2 テフラ、男体・女峰火山群を噴出源とする男体今市テフラ、男体七本桜テフラ、赤城山を噴出源とする赤城鹿沼テフラ、赤城行川 2 テフラ、赤城水沼 1 テフラ、赤城水沼 2 テフラ、赤城水沼 8 テフラ、赤城水沼 9-10 テフラ、燧ヶ岳を噴出源とする燧ヶ岳七入テフラ、沼沢を噴出源とする沼沢芝原テフラ、榛名山を噴出源とする榛名八崎テフラ、四阿山を噴出源とする四阿菅平 2 テフラが挙げられる。</p> <p>一方、噴出源が同定できない降下火砕物として、涸沼川テフラが認められる。</p> <p>これらの降下火砕物のうち、敷地周辺において層厚とその噴火規模が最も大きい降下火砕物は赤城鹿沼テフラであり、設計上考慮する降下火砕物として詳細に検討を行った。</p> <p>a. ~ b.</p> <p>(変更なし)</p> <p>(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定</p> <p>(変更なし)</p> <p>8.4.1.2 密度に関する評価</p> <p>(変更なし)</p> <p>8.4.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水</p> <p>施設に影響を及ぼし得る 12 火山のうち、敷地から 120 km の範囲内には高原山、那須岳、男体・女峰火山群、<u>日光白根火山群</u>の 4 火山が位置する。敷地は那珂川流域に位置し、上流域に</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>火山が存在する。</p> <p>文献調査の結果、那珂川に沿う瓜連丘陵に火山性土石流堆積物である粟河軽石が分布する(坂本・宇野沢 (1976) <sup>(77)</sup>)。しかしながら、那珂川の流下方向は敷地へ向かっていない。また、那珂川と敷地の間には鹿島台地が分布し敷地は台地上に位置する。(第 8.4.8 図)。このことから、火山性土石流、火山泥流及び洪水が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>8.4.3～8.4.5<br/>(省略)</p> <p>8.5 参考文献<br/>(省略)</p> | <p>対象火山が存在する。</p> <p>文献調査の結果、那珂川に沿う瓜連丘陵に火山性土石流堆積物である粟河軽石が分布する(坂本・宇野沢 (1976) <sup>(77)</sup>)。しかしながら、那珂川の流下方向は敷地へ向かっていない。また、那珂川と敷地の間には鹿島台地が分布し敷地は台地上に位置する。(第 8.4.8 図)。このことから、火山性土石流、火山泥流及び洪水が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと判断される。</p> <p>8.4.3～8.4.5<br/>(変更なし)</p> <p>8.5 参考文献<br/>(変更なし)</p> |

第 8.2.1 表(1) 地理的領域内の第四紀火山における活動可能性

| No. | 火山名 <sup>※1</sup> | 敷地からの距離 (km) | 火山の形式 <sup>※2</sup> | 活動年代 <sup>※3</sup> (千年前) | 全活動期間 (千年) | 最後の活動からの期間 (千年前) | 施設に影響を及ぼし得る火山 (12火山) |                         |
|-----|-------------------|--------------|---------------------|--------------------------|------------|------------------|----------------------|-------------------------|
|     |                   |              |                     |                          |            |                  | 完新世に活動を行った火山 (10火山)  | 将来の活動可能性が否定できない火山 (2火山) |
| 1   | 高原山               | 98           | 複成火山, 溶岩ドーム         | 300 ~                    | 300        | 6.5              | ○                    | -                       |
| 2   | 塩原カルデラ            | 103          | カルデラ-火砕流            | 350 ~ 300                | 50         | 300              | ×                    | ×                       |
| 3   | 那須岳               | 108          | 複成火山                | 500 ~                    | 500        | AD1963           | ○                    | -                       |
| 4   | 男体・女峰火山群          | 110          | 複成火山, 溶岩ドーム         | 900 <sup>※4</sup> ~      | 900        | 7 <sup>※4</sup>  | ○                    | -                       |
| 5   | 塔のへつりカルデラ群        | 115          | カルデラ-火砕流, 溶岩ドーム     | 1400 ~ 1000              | 400        | 1000             | ×                    | ×                       |
| 6   | 皇海山               | 118          | 複成火山                | 1600 ~ 900               | 700        | 900              | ×                    | ×                       |
| 7   | 二岐山               | 120          | 複成火山, 溶岩ドーム         | 140 ~ 90                 | 50         | 90               | ×                    | ×                       |
| 8   | 日光白根山             | 120          | 溶岩流及び小型楯状火山, 溶岩ドーム  | 20 ~                     | 20         | AD1890           | ○                    | -                       |
| 9   | 根名草山              | 121          | 溶岩ドーム               | 300                      | -          | 300              | ×                    | ×                       |
| 10  | 錫ヶ岳               | 121          | 複成火山?               | 2700 ~ 2100              | 600        | 2100             | ×                    | ×                       |
| 11  | 鬼怒沼               | 125          | 溶岩流, 火砕流            | 240                      | -          | 240              | ×                    | ×                       |
| 12  | 赤城山               | 126          | 複成火山-カルデラ, 溶岩ドーム    | 300 ~                    | 300        | AD1251           | ○                    | -                       |
| 13  | 四郎岳               | 126          | 複成火山?               | 2200                     | -          | 2200             | ×                    | ×                       |
| 14  | 沼上山               | 127          | 複成火山                | 1100                     | -          | 1100             | ×                    | ×                       |
| 15  | 会津布引山             | 127          | 複成火山                | 1400                     | -          | 1400             | ×                    | ×                       |
| 16  | 桧和田カルデラ           | 133          | カルデラ-火砕流, 溶岩ドーム     | 3000 ~                   | 400        | 2600             | ×                    | ×                       |

※1, 2 火山名, 火山の形式は中野他 (2013) <sup>(1)</sup> に基づく。  
 ※3 活動年代は, 中野他 (2013) <sup>(1)</sup> も含め, それ以降に公表された第四紀火山に関するデータを収集・整理した「第四紀噴火・貫入岩体データベース」(西来他 (2016) <sup>(2)</sup>) を基本にして評価した。  
 ※4 大真名子山, 女峰山を含んだ年代を示している中野他 (2013) <sup>(1)</sup> に基づき評価した。

○: 該当する ×: 該当しない  
 -: 検討対象外

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 8.2.1 表(1) 地理的領域内の第四紀火山における活動可能性

| No. | 火山名 <sup>※1</sup> | 敷地からの距離 (km) | 火山の形式 <sup>※2</sup> | 活動年代 <sup>※3</sup> (千年前) | 全活動期間 (千年) | 最後の活動からの期間 (千年前) | 施設に影響を及ぼし得る火山 (12火山) |                         |
|-----|-------------------|--------------|---------------------|--------------------------|------------|------------------|----------------------|-------------------------|
|     |                   |              |                     |                          |            |                  | 完新世に活動を行った火山 (10火山)  | 将来の活動可能性が否定できない火山 (2火山) |
| 1   | 高原山               | 98           | 複成火山, 溶岩ドーム         | 300 ~                    | 300        | 6.5              | ○                    | -                       |
| 2   | 塩原カルデラ            | 103          | カルデラ-火砕流            | 350 ~ 300                | 50         | 300              | ×                    | ×                       |
| 3   | 那須岳               | 108          | 複成火山                | 500 ~                    | 500        | AD1963           | ○                    | -                       |
| 4   | 男体・女峰火山群          | 110          | 複成火山, 溶岩ドーム         | 900 ~                    | 900        | 3.3              | ○                    | -                       |
| 5   | 甲子                | 114          | 複成(複合)火山            | 1300 ~ 1200              | 100        | 1200             | ×                    | ×                       |
| 6   | 塔のへつりカルデラ群        | 115          | カルデラ-火砕流, 溶岩ドーム     | 1400 ~ 1000              | 400        | 1000             | ×                    | ×                       |
| 7   | 皇海山               | 118          | 複成火山                | 1600 ~ 900               | 700        | 900              | ×                    | ×                       |
| 8   | 二岐山               | 120          | 複成火山, 溶岩ドーム         | 140 ~ 90                 | 50         | 90               | ×                    | ×                       |
| 9   | 日光白根火山群           | 120          | 溶岩流及び小型楯状火山, 溶岩ドーム  | 20 ~                     | 20         | AD1890           | ○                    | -                       |
| 10  | 根名草山              | 121          | 溶岩ドーム               | 300                      | -          | 300              | ×                    | ×                       |
| 11  | 錫ヶ岳               | 121          | 複成火山?               | 2700 ~ 2100              | 600        | 2100             | ×                    | ×                       |
| 12  | 鬼怒沼               | 125          | 溶岩流, 火砕流            | 240                      | -          | 240              | ×                    | ×                       |
| 13  | 赤城山               | 126          | 複成火山-カルデラ, 溶岩ドーム    | 300 ~                    | 300        | AD1251           | ○                    | -                       |
| 14  | 四郎岳               | 126          | 複成火山?               | 2500 ~ 2200              | -          | 2200             | ×                    | ×                       |
| 15  | 沼上山               | 127          | 複成火山                | 1100                     | -          | 1100             | ×                    | ×                       |
| 16  | 会津布引山             | 127          | 複成火山                | 1400                     | -          | 1400             | ×                    | ×                       |

※1, 2 火山名, 火山の形式は中野ほか (2013) に基づく。  
 ※3 活動年代は, 中野ほか (2013) <sup>(1)</sup> 及び「第四紀噴火・貫入岩体データベース」(西来ほか (2016) <sup>(2)</sup>) に基づき評価した。  
 ※4 大真名子山, 中野ほか (2013) <sup>(1)</sup> 及び「第四紀噴火・貫入岩体データベース」(西来ほか (2016) <sup>(2)</sup>) に基づき評価した。

○: 該当する ×: 該当しない  
 -: 検討対象外

変更後

第 8.2.1 表(2) 地理的領域内の第四紀火山における活動可能性

| No. | 火山名 <sup>※1</sup> | 敷地からの距離 (km) | 火山の形式 <sup>※2</sup>   | 活動年代 <sup>※3</sup> (千年前)               | 全活動期間 (千年) | 最後の活動からの期間 (千年前) | 施設に影響を及ぼし得る火山 (12火山) |                         |
|-----|-------------------|--------------|-----------------------|--|------------|------------------|----------------------|-------------------------|
|     |                   |              |                       |  |            |                  | 完新世に活動を行った火山 (10火山)  | 将来の活動可能性が否定できない火山 (2火山) |
| 17  | 燧ヶ岳               | 136          | 複成火山                  | 160 ~                                  | 160        | AD1544           | ○                    | -                       |
| 18  | アヤマ平              | 136          | 複成火山                  | 1600                                   | -          | 1600             | ×                    | ×                       |
| 19  | 上州武尊山             | 140          | 複成火山                  | 1200 ~ 1000                            | 200        | 1000             | ×                    | ×                       |
| 20  | 博士山               | 142          | 複成火山                  | 2800 ~ 2500                            | 300        | 2500             | ×                    | ×                       |
| 21  | 子持山               | 144          | 複成火山, 溶岩ドーム           | 900 ~ 200                              | 700        | 200              | ×                    | ○                       |
| 22  | 奈良俣カルデラ           | 146          | カルデラ-火砕流              | 2100                                   | -          | 2100             | ×                    | ×                       |
| 23  | 小野子山              | 149          | 複成火山                  | 1300 ~ 1200                            | 100        | 1200             | ×                    | ×                       |
| 24  | 安達太良山             | 153          | 複成火山, 溶岩ドーム           | 550 ~                                  | 550        | AD1900           | ○                    | -                       |
| 25  | 砂子原カルデラ           | 153          | カルデラ, 溶岩ドーム           | 290 ~ 220                              | 70         | 220              | ×                    | ×                       |
| 26  | 磐梯山               | 154          | 複成火山                  | 700 ~                                  | 700        | AD1888           | ○                    | -                       |
| 27  | 榛名山               | 154          | 複成火山-カルデラ, 溶岩ドーム, 火砕丘 | 500 ~                                  | 500        | 6世紀後半~7世紀初頭      | ○                    | -                       |
| 28  | 笹森山               | 154          | 複成火山?                 | 3700 ~ 1800 <sup>※4</sup>              | 1900       | 1800             | ×                    | ○                       |
| 29  | 猫魔ヶ岳              | 156          | 複成火山                  | 1430 <sup>※5</sup> ~ 400 <sup>※5</sup> | 1030       | 400              | ×                    | × <sup>※5</sup>         |
| 30  | 沼沢                | 157          | 溶岩ドーム, カルデラ           | 110 ~                                  | 110        | 5.4              | ○                    | -                       |

※1, 2 火山名, 火山の形式は中野他 (2013) (1)に基づき。  
 ※3 活動年代は, 中野他 (2013) (1)も含め, それ以降に公表された第四紀火山に関するデータを収集・整理した「第四紀噴火・貫入岩体データベース」(西来他 (2016) (2))を基本として評価した。  
 ※4 笹森山起源の火砕流堆積物のフィッシュン・トラック年代を示している山元 (2015) (32)による。  
 ※5 活動休止期間が明確に記される知見である三村 (2002) (78)に基づき, 最後の活動からの経過期間が活動期間中の最大休止期間よりも長いとみなせる火山として評価した。

○:該当する ×:該当しない  
 -:検討対象外

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 8.2.1 表(2) 地理的領域内の第四紀火山における活動可能性

| No. | 火山名 <sup>※1</sup> | 敷地からの距離 (km) | 火山の形式 <sup>※2</sup>   | 活動年代 <sup>※3</sup> (千年前)               | 全活動期間 (千年) | 最後の活動からの期間 (千年前) | 施設に影響を及ぼし得る火山 (12火山) |                         |
|-----|-------------------|--------------|-----------------------|--|------------|------------------|----------------------|-------------------------|
|     |                   |              |                       |  |            |                  | 完新世に活動を行った火山 (10火山)  | 将来の活動可能性が否定できない火山 (2火山) |
| 17  | 燧ヶ岳               | 136          | 複成火山                  | 160 ~                                  | 160        | AD1544           | ○                    | -                       |
| 18  | アヤマ平              | 136          | 複成火山                  | 1600                                   | -          | 1600             | ×                    | ×                       |
| 19  | 上州武尊山             | 140          | 複成火山                  | 1200 ~ 1000                            | 200        | 1000             | ×                    | ×                       |
| 20  | 博士山               | 142          | 複成火山                  | 2800 ~ 2500                            | 300        | 2500             | ×                    | ×                       |
| 21  | 子持山               | 144          | 複成火山, 溶岩ドーム           | 900 ~ 200                              | 700        | 200              | ×                    | ○                       |
| 22  | 奈良俣カルデラ           | 146          | カルデラ-火砕流              | 2100                                   | -          | 2100             | ×                    | ×                       |
| 23  | 小野子山              | 149          | 複成火山                  | 1300 ~ 1200                            | 100        | 1200             | ×                    | ×                       |
| 24  | 安達太良山             | 153          | 複成火山, 溶岩ドーム           | 550 ~                                  | 550        | AD1900           | ○                    | -                       |
| 25  | 砂子原カルデラ           | 153          | カルデラ, 溶岩ドーム           | 290 ~ 220                              | 70         | 220              | ×                    | ×                       |
| 26  | 磐梯山               | 154          | 複成火山                  | 700 ~                                  | 700        | AD1888           | ○                    | -                       |
| 27  | 榛名山               | 154          | 複成火山-カルデラ, 溶岩ドーム, 火砕丘 | 500 ~                                  | 500        | 6世紀中頃            | ○                    | -                       |
| 28  | 笹森山               | 154          | 複成火山?                 | 3700 ~ 1800 <sup>※4</sup>              | 1900       | 1800             | ×                    | ○                       |
| 29  | 猫魔ヶ岳              | 156          | 複成火山                  | 1430 <sup>※5</sup> ~ 400 <sup>※5</sup> | 1030       | 400              | ×                    | × <sup>※5</sup>         |
| 30  | 西鴉川               | 157          | 複成(複合)火山              | 1850 ~ 1140                            | 710        | 1140             | ×                    | ×                       |
| 31  | 沼沢                | 157          | 溶岩ドーム, カルデラ           | 110 ~                                  | 110        | 5.4              | ○                    | -                       |

※1, 2 火山名, 火山の形式は中野ほか (2013)に基づき。  
 ※3 活動年代は, 中野ほか (2013) 及び「第四紀噴火・貫入岩体データベース」(西来ほか (2016) )に基づき評価した。  
 ※4 笹森山起源の火砕流堆積物のフィッシュン・トラック年代を示している山元 (2015) (32)による。  
 ※5 活動休止期間が明確に記される知見である三村 (2002) (78)に基づき, 最後の活動からの経過期間が活動期間中の最大休止期間よりも長いとみなせる火山として評価した。

○:該当する ×:該当しない -:検討対象外

変更後

第 8.4.1 表～第 8.4.2 表 (省略)

第 8.3.1 表 設計対応不可能な火山事象とその噴火物の敷地への到達可能性

| No. | 火山名      | 敷地からの距離 (km) | 火砕物密度流 (160km) |   | 新しい火口の開口<br>地震変動  |
|-----|----------|--------------|----------------|---|---|
|     |          |              | 到達可能性範囲 (km)   | 評価結果  |   |
| 1   | 高原山      | 98           | -              | 活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。   | 溶岩流、地すべり及び崩壊 (50km)<br><br>敷地と火山の距離から、施設に影響を及ぼす可能性はない。<br><br>敷地は、火山フロントより前弧側(東方)に位置すること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、この事象が試験研究炉の運用期間中に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |
| 3   | 那須岳      | 108          | 約17            | 敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |   |
| 4   | 男体・女峰火山群 | 110          | 約18            |   |   |
| 8   | 日光白根山    | 120          | -              | 活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。   |   |
| 12  | 赤城山      | 126          | 約24            |   |   |
| 17  | 燧ヶ岳      | 136          | 約6             |   |   |
| 21  | 子持山      | 144          | 約6             |   |   |
| 24  | 安達太良山    | 153          | 約16            | 敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |   |
| 26  | 磐梯山      | 154          | 約10            |   |   |
| 27  | 榛名山      | 154          | 約23            |   |   |
| 28  | 笹森山      | 154          | 約13            |   |   |
| 30  | 沼沢       | 157          | 約17            |   |   |

変更前 (2021.12.2 付補正)

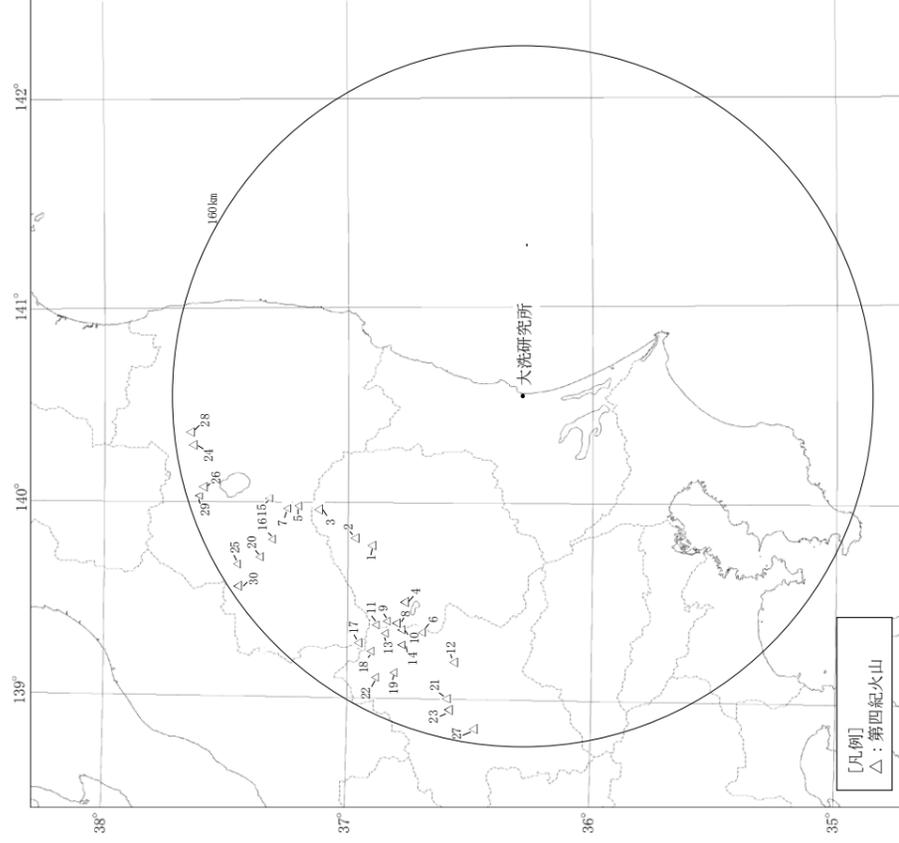
第 8.4.1 表～第 8.4.2 表 (変更なし)

第 8.3.1 表 設計対応不可能な火山事象とその噴火物の敷地への到達可能性

| No. | 火山名      | 敷地からの距離 (km) | 火砕物密度流 (160km) |   | 新しい火口の開口<br>地震変動  |
|-----|----------|--------------|----------------|---|---|
|     |          |              | 到達可能性範囲 (km)   | 評価結果  |   |
| 1   | 高原山      | 98           | -              | 活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。   | 溶岩流、地すべり及び崩壊 (50km)<br><br>敷地と火山の距離から、施設に影響を及ぼす可能性はない。<br><br>敷地は、火山フロントより前弧側(東方)に位置すること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、この事象が試験研究炉の運用期間中に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |
| 3   | 那須岳      | 108          | 約17            | 敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、敷地に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |   |
| 4   | 男体・女峰火山群 | 110          | 約18            |   |   |
| 9   | 日光白根火山群  | 120          | -              | 活動履歴上、噴出物は溶岩や火砕物が主であり、火砕物密度流の発生実績は認められない。   |   |
| 13  | 赤城山      | 126          | 約24            |   |   |
| 17  | 燧ヶ岳      | 136          | 約6             |   |   |
| 21  | 子持山      | 144          | 約6             |   |   |
| 24  | 安達太良山    | 153          | 約16            | 敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から、施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。 |   |
| 26  | 磐梯山      | 154          | 約10            |   |   |
| 27  | 榛名山      | 154          | 約23            |   |   |
| 28  | 笹森山      | 154          | 約13            |   |   |
| 31  | 沼沢       | 157          | 約17            |   |   |

変更後

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

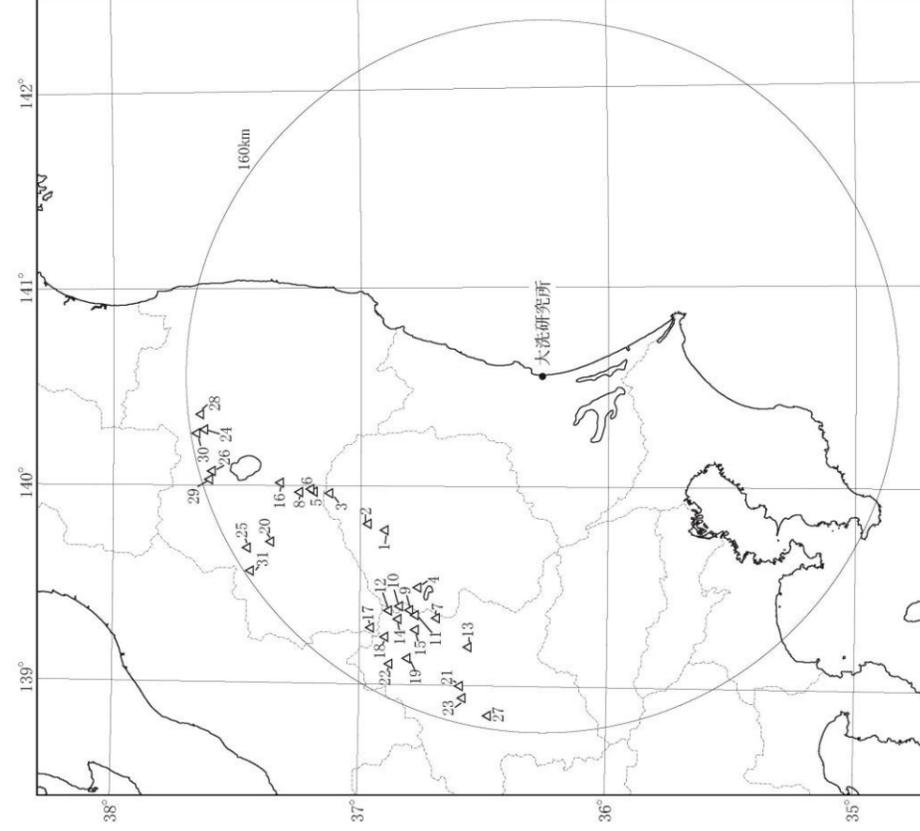


| No. | 第四紀火山      | 敷地からの距離 (km) | No. | 第四紀火山   | 敷地からの距離 (km) |
|-----|------------|--------------|-----|---------|--------------|
| 1   | 高原山        | 98           | 16  | 会津布引山   | 133          |
| 2   | 塩原カルデラ     | 103          | 17  | 榑ヶ岳     | 136          |
| 3   | 那須岳        | 108          | 18  | アヤマ平    | 136          |
| 4   | 男体・女峰火山群   | 110          | 19  | 上州武蔵山   | 140          |
| 5   | 塔のへつりカルデラ群 | 115          | 20  | 博士山     | 142          |
| 6   | 皇海山        | 118          | 21  | 子持山     | 144          |
| 7   | 二岐山        | 120          | 22  | 奈良保カルデラ | 146          |
| 8   | 日光白根山      | 120          | 23  | 小野子山    | 149          |
| 9   | 根名草山       | 121          | 24  | 安達太良山   | 153          |
| 10  | 錫ヶ岳        | 121          | 25  | 砂子原カルデラ | 153          |
| 11  | 鬼怒沼        | 125          | 26  | 磐梯山     | 154          |
| 12  | 赤城山        | 126          | 27  | 榛名山     | 154          |
| 13  | 四郎岳        | 126          | 28  | 笹森山     | 154          |
| 14  | 沼上山        | 127          | 29  | 猫魔ヶ岳    | 156          |
| 15  | 会津布引山      | 127          | 30  | 沼沢      | 157          |

中野地(2013) ⑩に基づき作成

第 8.2.1 図 地理的領域内の第四紀火山

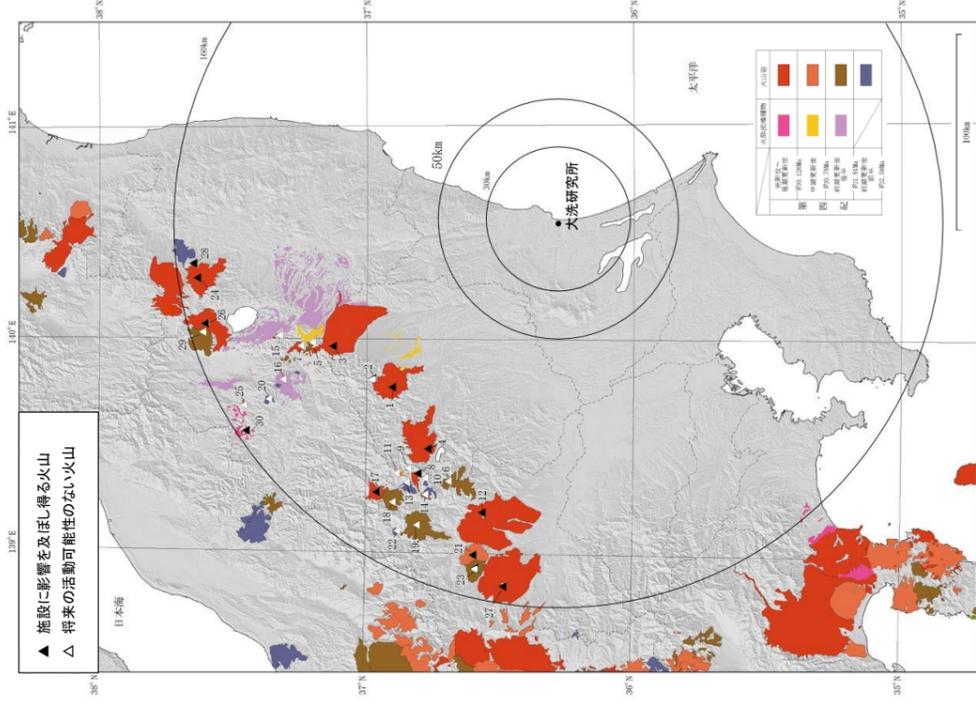
変更後



| No. | 第四紀火山      | 敷地からの距離 (km) | No. | 第四紀火山   | 敷地からの距離 (km) |
|-----|------------|--------------|-----|---------|--------------|
| 1   | 高原山        | 98           | 16  | 会津布引山   | 127          |
| 2   | 塩原カルデラ     | 103          | 17  | 榑ヶ岳     | 136          |
| 3   | 那須岳        | 108          | 18  | アヤマ平    | 136          |
| 4   | 男体・女峰火山群   | 110          | 19  | 上州武蔵山   | 140          |
| 5   | 甲子         | 114          | 20  | 博士山     | 142          |
| 6   | 塔のへつりカルデラ群 | 115          | 21  | 子持山     | 144          |
| 7   | 皇海山        | 118          | 22  | 奈良保カルデラ | 146          |
| 8   | 二岐山        | 120          | 23  | 小野子山    | 149          |
| 9   | 日光白根火山群    | 120          | 24  | 安達太良山   | 153          |
| 10  | 根名草山       | 121          | 25  | 砂子原カルデラ | 153          |
| 11  | 錫ヶ岳        | 121          | 26  | 磐梯山     | 154          |
| 12  | 鬼怒沼        | 125          | 27  | 榛名山     | 154          |
| 13  | 赤城山        | 126          | 28  | 笹森山     | 154          |
| 14  | 四郎岳        | 126          | 29  | 猫魔ヶ岳    | 156          |
| 15  | 沼上山        | 127          | 30  | 西郷川     | 157          |
|     |            |              | 31  | 沼沢      | 157          |

第 8.2.1 図 地理的領域内の第四紀火山

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



中野他(2013) (〇)に基づき作成

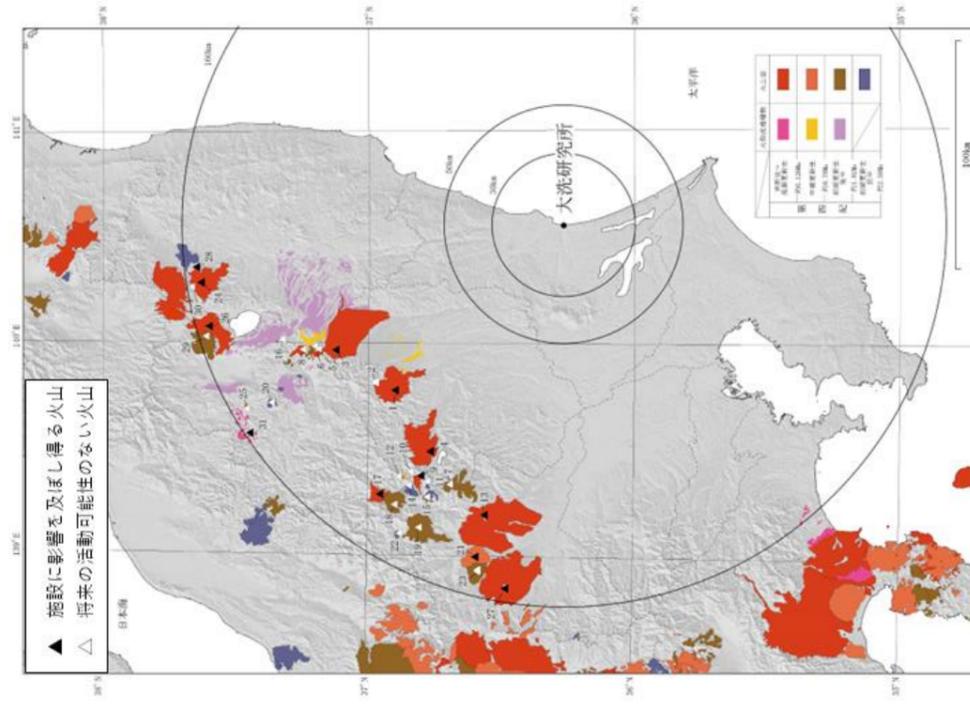
第 8.3.1 図 地理的領域内の火山地質図

| No. | 第四紀火山      | 敷地からの距離 (km) |
|-----|------------|--------------|
| 1   | 高原山        | 98           |
| 2   | 塩原カルデラ     | 103          |
| 3   | 那須岳        | 108          |
| 4   | 男体・女峰火山群   | 110          |
| 5   | 塔のへつりカルデラ群 | 115          |
| 6   | 皇海山        | 118          |
| 7   | 二岐山        | 120          |
| 8   | 日光白根山      | 120          |
| 9   | 根名草山       | 121          |
| 10  | 錫ヶ岳        | 121          |
| 11  | 鬼怒沼        | 125          |
| 12  | 赤城山        | 126          |
| 13  | 四郎岳        | 126          |
| 14  | 沼上山        | 127          |
| 15  | 会津布引山      | 127          |

| No. | 第四紀火山   | 敷地からの距離 (km) |
|-----|---------|--------------|
| 16  | 会津布引山   | 133          |
| 17  | 錫ヶ岳     | 136          |
| 18  | アヤマ平    | 136          |
| 19  | 上州武蔵山   | 140          |
| 20  | 博士山     | 142          |
| 21  | 子持山     | 144          |
| 22  | 奈良俣カルデラ | 146          |
| 23  | 小野子山    | 149          |
| 24  | 安達太良山   | 153          |
| 25  | 砂子原カルデラ | 153          |
| 26  | 磐梯山     | 154          |
| 27  | 榛名山     | 154          |
| 28  | 笹森山     | 154          |
| 29  | 猫魔ヶ岳    | 156          |
| 30  | 沼沢      | 157          |

変更後



(中野ほか(2013)に加筆)

第 8.3.1 図 地理的領域内の火山地質図

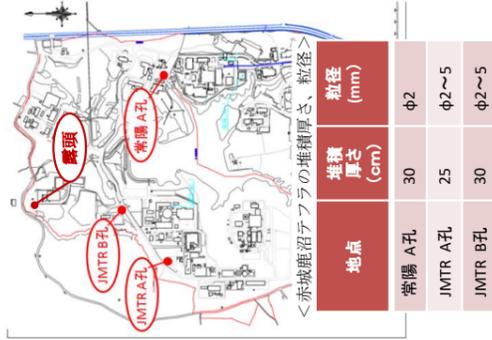
| No. | 第四紀火山      | 敷地からの距離 (km) |
|-----|------------|--------------|
| 1   | 高高原山       | 98           |
| 2   | 塩原カルデラ     | 103          |
| 3   | 那須岳        | 108          |
| 4   | 男体・女峰火山群   | 110          |
| 5   | 甲子         | 114          |
| 6   | 塔のへつりカルデラ群 | 115          |
| 7   | 皇海山        | 118          |
| 8   | 二岐山        | 120          |
| 9   | 日光白根火山群    | 120          |
| 10  | 根名草山       | 121          |
| 11  | 錫ヶ岳        | 121          |
| 12  | 鬼怒沼        | 125          |
| 13  | 赤城山        | 126          |
| 14  | 四郎岳        | 126          |
| 15  | 沼上山        | 127          |

| No. | 第四紀火山   | 敷地からの距離 (km) |
|-----|---------|--------------|
| 16  | 会津布引山   | 127          |
| 17  | 錫ヶ岳     | 136          |
| 18  | アヤマ平    | 136          |
| 19  | 上州武蔵山   | 140          |
| 20  | 博士山     | 142          |
| 21  | 子持山     | 144          |
| 22  | 奈良俣カルデラ | 146          |
| 23  | 小野子山    | 149          |
| 24  | 安達太良山   | 153          |
| 25  | 砂子原カルデラ | 153          |
| 26  | 磐梯山     | 154          |
| 27  | 榛名山     | 154          |
| 28  | 笹森山     | 154          |
| 29  | 猫魔ヶ岳    | 156          |
| 30  | 西鶴川     | 157          |
| 31  | 沼沢      | 157          |

第 8.3.2 図 (省略)  
第 8.4.1 図～第 8.4.2 図 (省略)

敷地内ボーリング調査結果



| 標尺 | 標高    | 層厚   | 深    | 柱状  | 土質  | 色 | 相対密度              | 相対稠度   | 記     | 孔内水位  | 測定月日 | 標準貫入試験 |
|----|-------|------|------|-----|-----|---|-------------------|--|-------|-------|------|--------|
| 1  | 33.84 | 0.30 | 2.15 | ローム | 暗茶褐 | 密 | 軟弱                | 表層部、草根混入、φ30mm程度の垂石少量混入、含水少量、均質、粘性强い、若干スコリアを混入 | 2.15  | 10/23 | 4.0  |        |
| 2  | 33.84 | 0.30 | 2.15 | 軽石  | 黄褐  | 中 | 均質、粘性强い、若干スコリアを混入 | 2.45   | 10/23 | 3.0   | 5.0  |        |
| 3  | 32.69 | 1.15 | 3.25 | ローム | 茶褐  | 中 | 粘性强い、若干スコリアを混入    | 3.25   | 10/23 | 2.5   | 15.0 |        |

敷地内の露頭



テラ分析結果

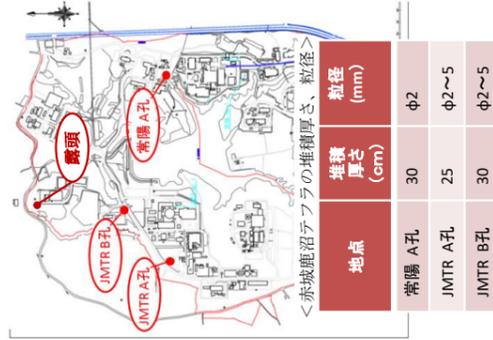
| 重鉱物組成*                    | 斜方輝石の屈折率                      | 角閃石の屈折率     |
|---------------------------|-------------------------------|-------------|
| 軽石 (JMTR B孔)              | Ho, Opx<br>1.706-1.711        | 1.670-1.680 |
| Ag-KP (町田・新井 (2011) (59)) | Ho, Opx, (Cpx)<br>1.707-1.710 | 1.671-1.678 |

Ho: 普通角閃石  
Opx: 斜方輝石  
Cpx: 単斜輝石  
※含有量が多いものから順に記載  
( ) 内は含有量が僅少ななもの

第 8.4.3 図 敷地内の赤城鹿沼テララの層厚

第 8.3.2 図 (変更なし)  
第 8.4.1 図～第 8.4.2 図 (変更なし)

敷地内ボーリング調査結果



| 標尺 | 標高    | 層厚   | 深    | 柱状  | 土質  | 色 | 相対密度              | 相対稠度   | 記     | 孔内水位  | 測定月日 | 標準貫入試験 |
|----|-------|------|------|-----|-----|---|-------------------|--|-------|-------|------|--------|
| 1  | 33.84 | 0.30 | 2.15 | ローム | 暗茶褐 | 密 | 軟弱                | 表層部、草根混入、φ30mm程度の垂石少量混入、含水少量、均質、粘性强い、若干スコリアを混入 | 2.15  | 10/23 | 4.0  |        |
| 2  | 33.84 | 0.30 | 2.15 | 軽石  | 黄褐  | 中 | 均質、粘性强い、若干スコリアを混入 | 2.45   | 10/23 | 3.0   | 5.0  |        |
| 3  | 32.69 | 1.15 | 3.25 | ローム | 茶褐  | 中 | 粘性强い、若干スコリアを混入    | 3.25   | 10/23 | 2.5   | 15.0 |        |

敷地内の露頭

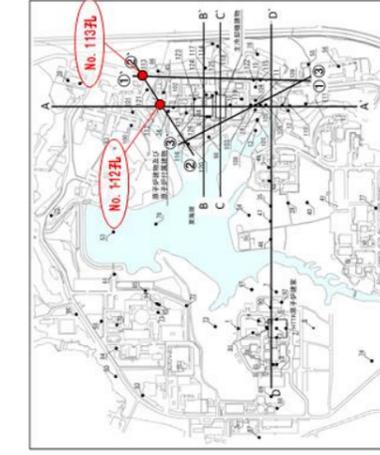


テラ分析結果

| 重鉱物組成*                    | 斜方輝石の屈折率                      | 角閃石の屈折率     |
|---------------------------|-------------------------------|-------------|
| 軽石 (JMTR B孔)              | Ho, Opx<br>1.706-1.711        | 1.670-1.680 |
| Ag-KP (町田・新井 (2011) (59)) | Ho, Opx, (Cpx)<br>1.707-1.710 | 1.671-1.678 |

Ho: 普通角閃石  
Opx: 斜方輝石  
Cpx: 単斜輝石  
※含有量が多いものから順に記載  
( ) 内は含有量が僅少ななもの

第 8.4.3 図 (1) 敷地内の赤城鹿沼テララの層厚



| 地点       | 堆積厚さ (cm) |
|----------|-----------|
| No. 112孔 | 27        |
| No. 113孔 | (試掘により攪乱) |

敷地内ボーリング調査結果 (全体の結果は第396回審査会合資料に掲載)



テフラ分析結果

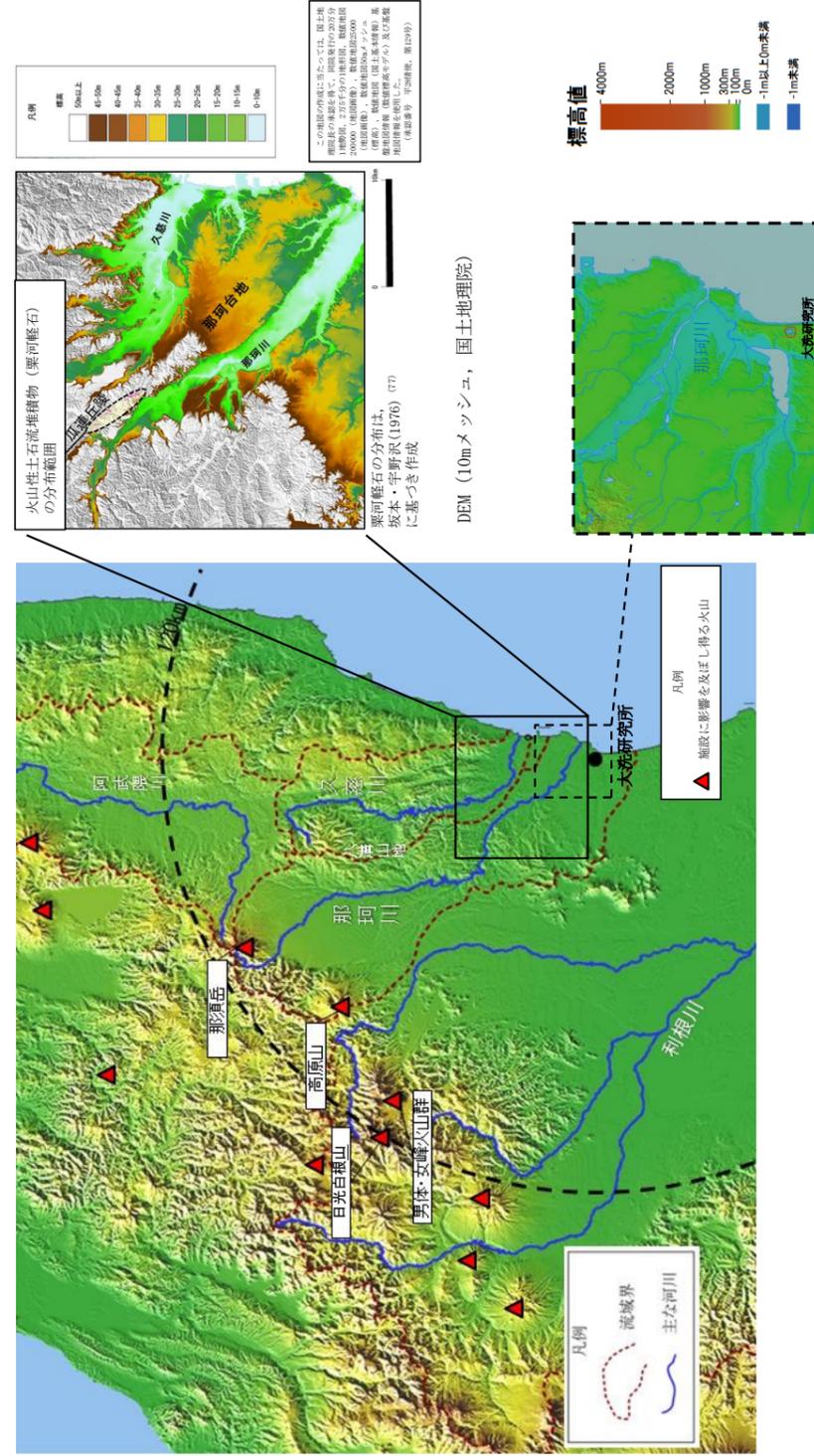
|                     | 火山ガラスタイプ | 火山ガラスの屈折率   | 重鉱物組成*         | 斜方輝石の屈折率    | 角閃石の屈折率     |
|---------------------|----------|-------------|----------------|-------------|-------------|
| 軽石 (No. 112孔)       | 軽石型      | 1.502-1.505 | Gh0, Opx       | 1.704-1.713 | 1.671-1.680 |
| Ag-KP (町田・新井, 2011) | 軽石型      | 1.504-1.508 | Ho, Opx, (Cpx) | 1.707-1.710 | 1.671-1.678 |

Ho: 普通角閃石 Gh0: 緑色普通角閃石 Opx: 斜方輝石  
Cpx: 単斜輝石 ※含有量が多いものから順に記載  
( ) 内は含有量が僅少ななもの

第8.4.3図(2) 敷地内の赤城鹿沼テフラの層厚

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

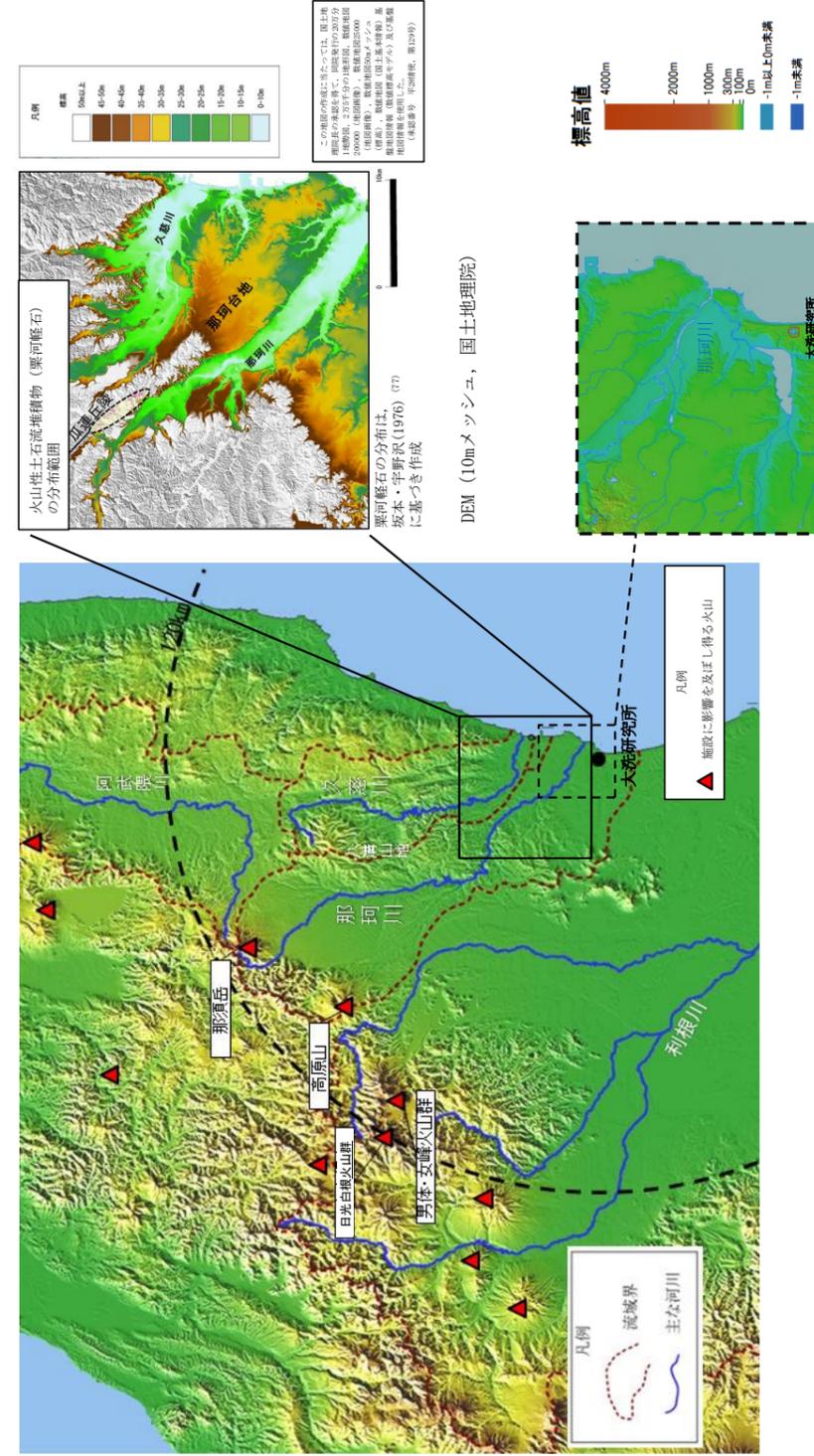
第 8. 4. 4 図～第 8. 4. 7 図 (省略)



第 8. 4. 8 図 敷地周辺の地形及び火山灰土石流堆積物の分布状況

変更後

第 8. 4. 4 図～第 8. 4. 7 図 (変更なし)



第 8. 4. 8 図 敷地周辺の地形及び火山灰土石流堆積物の分布状況

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.1 安全設計の方針）】

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1. 安全設計の考え方</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的方針</p> <p>原子炉施設は、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</p> <p>(1) ～ (8)</p> <p>(省略)</p> <p>(9) 原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、<u>非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備</u>により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。</p> <p>(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> <p>1.1.2 (省略)</p> <p>1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。</p> <p>(1) ～ (4)</p> <p>(省略)</p> <p>(5) <u>原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u></p> | <p>1. 安全設計の考え方</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的方針</p> <p>原子炉施設は、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</p> <p>(1) ～ (8)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(9) 原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、<u>非常用発電機及び無停電電源装置</u>により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。</p> <p>(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> <p>1.1.2 (変更なし)</p> <p>1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。</p> <p>(1) ～ (4)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(5) <u>原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(6) (省略)</p> <p>1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</p> <p>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</p> <p>なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</p> <p>1.1.5 ～ 1.1.6<br/>(省略)</p> <p>1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、誤操作を防止するように設計する。また、安全施設は、その運転が必要となる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。</p> | <p>(6) (変更なし)</p> <p>1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</p> <p>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</p> <p>なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</p> <p>1.1.5 ～ 1.1.6<br/>(変更なし)</p> <p>1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、誤操作を防止するように設計する。</p> <p>また、安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にたらされる環境条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時にたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計するとともに、運転時の異常な過渡</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(1) 中央制御室に設置する制御盤等（操作スイッチ等を含む。）は、系統及び機器に応じた配置とし、名称等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。</p> <p>(2) 運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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。</p> <p>1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針</p> <p>原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、<u>安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。</u>さらに、<u>設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。</u></p> | <p><u>変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終止できるものとする。</u></p> <p>(1) 中央制御室に設置する制御盤等（操作スイッチ等を含む。）は、<u>人間工学上の諸因子を考慮して、</u>系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。</p> <p><u>また、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</u></p> <p>(2) <u>原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。</u>運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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。</p> <p>(3) <u>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、誤操作を防止する観点で、以下について遵守事項を定める。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>運転要領の作成（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）に関すること。</u></li> <li>・ <u>運転制限条件を超え、又は超えるおそれがあると認めた場合の措置に関すること。</u></li> <li>・ <u>地震又は火災時の措置に関すること。</u></li> <li>・ <u>設計想定事象等が発生した場合の措置に関すること。</u></li> </ul> <p>1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針</p> <p>(1) <u>原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。</u></p> <p>また、安全避難通路に設置した<u>避難用の照明については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。</u></p> <p><u>原子炉施設では、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。運転員に期待する対応は「監視」とし、当該対応は、中央制御室で実施する。中央制御室にあっては、常設照明の一部について、非常用ディ</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。</p> <p>(1) 人の不法な侵入の防止</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。</p> <p>(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることの防止</p> <p>原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。</p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止</p> <p>原子炉施設のプラント計測・制御機能を有する安全施設は、外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。</p> | <p><u>一ゼル電源系より給電できるものとし、さらに、バッテリー内蔵型の可搬型照明も配備する。充電式の可搬型照明の充電は、一般電源系又は非常用ディーゼル電源系により行う。</u></p> <p><u>(2)「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、安全避難通路等について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・ 避難用の照明に係る検査に関すること。</u></li> <li><u>・ 可搬型照明の必要数及び保管場所、並びに検査に関すること。</u></li> </ul> <p>1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。</p> <p>(1) 人の不法な侵入の防止</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。<u>大洗研究所においては、人及び車両の立入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。当該区域の出入口は常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設の周辺には、接近管理及び出入管理を行う区域を設定し、柵等の障壁を設置するとともに、原子炉施設には、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁を有する区域を設け、出入口の常時監視又は施錠管理により、人の立入りを制限する。</u></p> <p>(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることの防止</p> <p>原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件（以下「不正な物品」という。）が持ち込まれること（<u>大洗研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。</u>）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。<u>大洗研究所の外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所の立入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。</u></p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止</p> <p>原子炉施設の<u>運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通した外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルス</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p>に感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のアクセスを防止する設計とする。</p> <p>原子炉保護系及び原子炉出力制御系にあつては、ハードワイヤードロジックで構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とするとともに、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p> <p>原子炉制御系（原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系）にあつては、外部ネットワークと接続されていない独立したシステムとすることで、電気通信回線を通した原子炉制御系に対する外部からのアクセスを遮断する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉制御系を中央制御室に設置し、常時監視できる環境とすることで、関係者以外のアクセスを防止する設計とするとともに、中央制御室について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理（区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等）により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤にあつては、ソフトウェアを用いないアナログ回路により構成するとともに、不正な操作を防止するため、手動スクラムボタンは、施錠管理できる扉付きの盤内に設置する。</p> <p><u>(4) 体制</u></p> <p>特定核燃料物質の防護に関する業務を統一的に管理するため、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核物質防護管理者を選任する。</p> <p>所長は、大洗研究所（南地区）原子炉施設に係る特定核燃料物質の防護に関する業務を統括する。所長は、緊急時に備え、あらかじめ緊急時の対応組織（現地対策本部）を定めるとともに緊急時対応要員を確保する。</p> <p><u>(5) 手順等</u></p> <p>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核物質防護規定を定める。核物質防護規定には、人の不法な侵入の防止、不正な物品の持ち込みの防止、不正アクセス行為の防止に関連し、以下について遵守事項を定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防護区域等の設定並びに巡視及び監視に関すること。</li> <li>・ 防護区域等の出入管理に関すること。</li> <li>・ 防護設備の設置等に関すること。</li> <li>・ 情報システムセキュリティに関すること。</li> <li>・ 教育及び訓練に関すること。</li> </ul> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.2 安全機能の重要度分類）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1.2 安全機能の重要度分類</p> <p>安全施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」<sup>(2)</sup>の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のように定め、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。</p> <p>1.2.1～1.2.3<br/>(省略)</p> <p>1.2.4 重要安全施設の選定</p> <p>重要安全施設については、「外部からの衝撃による損傷の防止」、「信頼性に対する設計上の考慮」及び「電気系統に対する設計上の考慮」の観点で、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものとして選定する。</p> <p>(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする(第 1.2.3 表参照)。</p> <p>(i) クラス 1</p> <p>(ii) <u>クラス 2のうち、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するための安全機能を有し、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器(「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。)</u></p> <p>重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。</p> <p>(2) 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする(第 1.2.4 表参照)。</p> <p>(i) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器</p> <p>(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> | <p>1.2 安全機能の重要度分類</p> <p>安全施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」<sup>(2)</sup>の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のように定め、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。</p> <p>1.2.1～1.2.3<br/>(変更なし)</p> <p>1.2.4 重要安全施設の選定</p> <p>重要安全施設については、「外部からの衝撃による損傷の防止」、「信頼性に対する設計上の考慮」及び「電気系統に対する設計上の考慮」の観点で、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものとして選定する。<u>安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にその機能が要求されるものは、これらの3つの観点から信頼性を確保した設計とする。</u></p> <p>(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする(第 1.2.3 表参照)。</p> <p>(i) クラス 1</p> <p>(ii) <u>クラス 2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器</u></p> <p>重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。</p> <p>(2) 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする(第 1.2.4 表参照)。</p> <p>(i) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器</p> <p>(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>重要安全施設については、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。</p> <p>(3) 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする（第 1.2.5 表参照）。</p> <p>(i) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）</p> <p>(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> <p>原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。</p> <p>第 1.2.1 表 (省略)</p> <p>第 1.2.2 表(1) (省略)</p> | <p>重要安全施設については、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。</p> <p>(3) 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設</p> <p>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする（第 1.2.5 表参照）。</p> <p>(i) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）</p> <p>(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> <p>原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。</p> <p>第 1.2.1 表 (変更なし)</p> <p>第 1.2.2 表(1) (変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.2.2 表(2) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

| 分類                   | 定義  | 機能                                     | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系   |
|----------------------|---|--|--|--|
| MS-1                 | 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能                      | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管   | ① 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>② 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体 (A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置                    |
|                      |   | 1次冷却材漏えい量の低減機能                         | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁 | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)   |
|                      |   | 原子炉停止後の除熱機能                            | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ<br>2) 逆止弁<br>② 2次主冷却系<br>1) 主冷却機 (主送風機を除く。)  | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) |
|                      |   | 放射性物質の閉じ込め機能                           | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁  |  |
| 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器 | 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                | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション) | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |  |
|                      |   | 安全上特に重要な関連機能                           | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)   | 1 関連する補機冷却設備   |

変更後

第 1.2.2 表(2) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

| 分類                   | 定義  | 機能                                     | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関連系*  |
|----------------------|---|--|---|--|
| MS-1                 | 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能                      | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管  | ① 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>② 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体 (A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置                    |
|                      |   | 1次冷却材漏えい量の低減機能                         | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁 | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)   |
|                      |   | 原子炉停止後の除熱機能                            | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ<br>2) 逆止弁<br>② 2次主冷却系<br>1) 主冷却機 (主送風機を除く。)   | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) |
|                      |   | 放射性物質の閉じ込め機能                           | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁   |  |
| 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器 | 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                | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション) | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装   |  |
|                      |   | 安全上特に重要な関連機能                           | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)  | ① 関連する補機冷却設備   |

\* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.2.2 表(3) (省略)

第 1.2.2 表(4) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

| 分類   | 定義  | 機能              | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関係 |
|------|---|-----------------|---|---------|
| MS-2 | PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 | 燃料プール水の保持機能     | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁<br>② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁<br>③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁 |         |
|      |   | 放射線の遮蔽及び放出低減機能  | ① 外周コンクリート壁<br>② アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系(アンユラス部常用排気フィルタを除く。)<br>③ 非常用ガス処理装置<br>④ 主排気筒<br>⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽(安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)  |         |
|      | 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器  | 事故時のプラント状態の把握機能 | ① 事故時監視計器の一部  |         |
|      | 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器  | 安全上重要な関連機能      | ① 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)   |         |

第 1.2.2 表(5)～第 1.2.2 表(6) (省略)

第 1.2.3 表(1) (省略)

変更後

第 1.2.2 表(3) (変更なし)

第 1.2.2 表(4) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

| 分類   | 定義  | 機能              | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関係 |
|------|---|-----------------|--|---------|
| MS-2 | PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 | 燃料プール水の保持機能     | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク止弁<br>② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク止弁<br>③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク止弁 |         |
|      |   | 放射線の遮蔽及び放出低減機能  | ① 外周コンクリート壁<br>② アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系(アンユラス部常用排気フィルタを除く。)<br>③ 非常用ガス処理装置<br>④ 主排気筒<br>⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽(安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)  |         |
|      | 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器  | 事故時のプラント状態の把握機能 | ① 事故時監視計器の一部   |         |
|      | 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器  | 安全上重要な関連機能      | ① 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)  |         |

第 1.2.2 表(5)～第 1.2.2 表(6) (変更なし)

第 1.2.3 表(1) (変更なし)

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.2.3 表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系   |
|------|----------------------------|--|--|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管   | ① 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>② 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体 (A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置                  |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁 | ① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)  |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプボニーモータ<br>2) 逆止弁<br>② 2次主冷却系<br>1) 主冷却機(主送風機を除く。)   | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁  |  |
|      | 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 | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 原子炉保護系(アイソレーション)   | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
|      | 安全上特に重要な関連機能               | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)  | ① 関連する補機冷却設備   |

変更後

第 1.2.3 表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関連系*  |
|------|----------------------------|---|--|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管  | ① 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>② 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体 (A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置                  |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁 | ① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)  |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプボニーモータ<br>2) 逆止弁<br>② 2次主冷却系<br>1) 主冷却機(主送風機を除く。)  | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁   |  |
|      | 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 | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 原子炉保護系(アイソレーション)  | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
|      | 安全上特に重要な関連機能               | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)   | ① 関連する補機冷却設備   |

\*: 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.2.3 表(3) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

| 分類   | 機能  | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関連系 |
|------|---|---|----------|
| PS-2 | 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池   |          |
|      | 燃料を安全に取り扱う機能                              | ① 核燃料物質取扱設備   |          |
| MS-2 | 燃料プール水の保持機能                               | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁                                       |          |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能                           | ① 事故時監視計器の一部  |          |
|      | 安全上重要な関連機能                                | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。) |          |

第 1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系                   |
|------|----------------------------|--|----------------------------|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 |                            |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク弁<br>② 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁  | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器) |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ  |                            |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器バウンダリに属する弁   |                            |
|      | 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 | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション)   | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
|      | 安全上特に重要な関連機能               | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に関連するもの)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)                     | ① 関連する補機冷却設備               |
| MS-2 | 放射線の遮蔽及び放出低減機能             | ① アニュラス部排気系<br>1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。)<br>② 非常用ガス処理装置  |                            |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能            | ① 事故時監視計器の一部   |                            |
|      | 安全上重要な関連機能                 | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)            |                            |

変更後

第 1.2.3 表(3) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

| 分類   | 機能  | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関連系 |
|------|---|---|----------|
| PS-2 | 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池   |          |
|      | 燃料を安全に取り扱う機能                              | ① 核燃料物質取扱設備   |          |
| MS-2 | 燃料プール水の保持機能                               | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 水冷却池<br>2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク止弁                                      |          |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能                           | ① 事故時監視計器の一部  |          |
|      | 安全上重要な関連機能                                | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。) |          |

第 1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系*                  |
|------|----------------------------|--|----------------------------|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 |                            |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>② 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁   | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器) |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ  |                            |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器バウンダリに属する弁   |                            |
|      | 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 | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション)   | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
|      | 安全上特に重要な関連機能               | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に関連するもの)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)                     | ① 関連する補機冷却設備               |
| MS-2 | 放射線の遮蔽及び放出低減機能             | ① アニュラス部排気系<br>1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。)<br>② 非常用ガス処理装置  |                            |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能            | ① 事故時監視計器の一部   |                            |
|      | 安全上重要な関連機能                 | ① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>② 交流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)<br>③ 直流無停電電源系 (MS-1 に属するものを除く。)            |                            |

\* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

第 1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

第 1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系                   |
|------|----------------------------|--|----------------------------|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 |                            |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク弁<br>② 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁  | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器) |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ  |                            |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器バウンダリに属する弁   |                            |
|      | 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 | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション)   | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
| MS-2 | 放射線の遮蔽及び放出低減機能             | ① アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系 (アンユラス部常用排気フィルタを除く。)<br>② 非常用ガス処理装置  |                            |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能            | ① 事故時監視計器の一部   |                            |

| 分類   | 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系*                  |
|------|----------------------------|--|----------------------------|
| MS-1 | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 |                            |
|      | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ① 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>② 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁   | ① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器) |
|      | 原子炉停止後の除熱機能                | ① 1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ  |                            |
|      | 放射性物質の閉じ込め機能               | ① 格納容器バウンダリに属する弁   |                            |
|      | 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 | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 原子炉保護系 (アイソレーション)   | ① 関連する核計装<br>② 関連するプロセス計装  |
| MS-2 | 放射線の遮蔽及び放出低減機能             | ① アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系 (アンユラス部常用排気フィルタを除く。)<br>② 非常用ガス処理装置  |                            |
|      | 事故時のプラント状態の把握機能            | ① 事故時監視計器の一部   |                            |

\* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.3 耐震設計／1.4 耐津波設計）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.3 耐震設計</p> <p>1.3.1～1.3.2<br/>(省略)</p> <p>1.3.3 地震力の算定法</p> <p>原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。</p> <p>1.3.3.1 静的地震力<br/>(省略)</p> <p>1.3.3.2 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、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。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1/2を乗じた動的地震力を適用する。</p> <p>「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動は、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基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</p> <p>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の値が目安として0.5を下回らないように、「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）」における基準地震動<math>S_1</math>を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.5を乗じて設定する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、<math>10^{-3} \sim 10^{-4}</math>程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第1.3.1図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第1.3.2図に、弾性設計用地震動及び基準地震動<math>S_1</math>の応答スペクトルの比較を第1.3.3図に、弾性設計用地震動の応答スペクトルと敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを第1.3.4図に示す。</p> <p>(1) 入力地震動</p> <p>建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。</p> <p>(2) 動的解析法</p> <p>(i) 建物・構築物</p> <p>動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。</p> <p>動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、<u>主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、規格・基準又は実験式等に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性</u></p> | <p>1.3 耐震設計</p> <p>1.3.1～1.3.2<br/>(変更なし)</p> <p>1.3.3 地震力の算定法</p> <p>原子炉施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。</p> <p>1.3.3.1 静的地震力<br/>(変更なし)</p> <p>1.3.3.2 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、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。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1/2を乗じた動的地震力を適用する。</p> <p>「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動は、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基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</p> <p>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の値が目安として0.5を下回らないように、「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）」における基準地震動<math>S_1</math>を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.5を乗じて設定する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、<math>10^{-3} \sim 10^{-4}</math>程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第1.3.1図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第1.3.2図に、弾性設計用地震動及び基準地震動<math>S_1</math>の応答スペクトルの比較を第1.3.3図に、弾性設計用地震動の応答スペクトルと敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを第1.3.4図に示す。</p> <p>(1) 入力地震動</p> <p>建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。</p> <p>(2) 動的解析法</p> <p>(i) 建物・構築物</p> <p>動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、<u>建物・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定し、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した地震応答解析モデルを設定する。</u>動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。</p> <p>動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、<u>主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</u>ま</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、<u>建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</u></p> <p>(ii) 機器・配管系</p> <p>機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。</p> <p>動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。</p> <p>剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</p> <p>1.3.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.3.4.1～1.3.4.2<br/>(省略)</p> <p>1.3.4.3 荷重の組合せ</p> <p>地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1)～(2)<br/>(省略)</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>(i) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。</p> <p>(ii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。</p> <p>(iii) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合には、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第1.3.1表に示す。</p> <p>1.3.4.4 許容限界<br/>(省略)</p> | <p>た、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための<u>基準地震動に対する動的解析においても、同様の応答解析を行う。</u></p> <p>(ii) 機器・配管系</p> <p>機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。</p> <p>動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。</p> <p>剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</p> <p>1.3.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.3.4.1～1.3.4.2<br/>(変更なし)</p> <p>1.3.4.3 荷重の組合せ</p> <p>地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1)～(2)<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p><u>(i) 耐震設計では、水平2方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。</u></p> <p>(ii) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。</p> <p>(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。</p> <p>(iv) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合には、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第1.3.1表に示す。</p> <p>1.3.4.4 許容限界<br/>(変更なし)</p> |

#### 1.3.4.5 設計における留意事項

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もの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、以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認する。なお、波及的影響の評価に当たっては、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。

- (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

#### 1.3.5 主要施設の耐震構造

- (1) ～ (2) (省略)
- (3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等(全長:約2,970mm、六角外対辺長さ:約78.5mm)を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物(全高:約3,680mm、外径:約2,520mm)は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。

燃料集合体及び反射体等は、下端部(エントランスノズル)を炉心支持構造物の炉心支持板に嵌めこみ、かつ、軸方向中間部にスパーサーパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有する構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台(コアサポート)にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるものとする。

- (4) ～ (7) (省略)

#### 1.3.6 地震検出計

(省略)

#### 1.3.4.5 設計における留意事項

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ものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認する。

波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、「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の解釈別記2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮する。なお、波及的影響の評価に当たっては、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。

- (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

#### 1.3.5 主要施設の耐震構造

- (1) ～ (2) (変更なし)
- (3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等(全長:約2,970mm、六角外対辺長さ:約78.5mm)を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物(全高:約3,680mm、外径:約2,520mm)は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。

燃料集合体及び反射体等は、下端部(エントランスノズル)を炉心支持構造物の炉心支持板にはめこみ、かつ、軸方向中間部にスパーサーパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有する構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台(コアサポート)にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるものとする。

- (4) ～ (7) (変更なし)

#### 1.3.6 地震検出計

(変更なし)

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.3.1 表(1) クラス別施設

| クラス | クラス別施設   | 主要設備(*1)   | 補助設備(*2)   | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)            |                                  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5)                                       |                                  |
|-----|--|--|--|------------------------|------------------------|----------------------------------|---|----------------------------------|
|     |  | 適用範囲   | 適用範囲   | 適用範囲                   | 適用範囲                   | 検討用<br>地震動 (*6)                  | 適用範囲  | 検討用<br>地震動 (*6)                  |
| S   | (i) 原子炉冷却材パウンダリを構成する機器・配管系                               | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材パウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)              |  | 1) 機器・配管等の支持構造物        | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> | 1) 格納容器内旋回式天井クレーン<br>2) 燃料出入機                           | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> |
|     | (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設                                     | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池<br>② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心バレル構造物のうち、バレル構造体)   |  | 1) 機器・配管等の支持構造物        | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> | 1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン<br>2) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> |
|     | (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 | ① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの)<br>② 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>③ 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>④ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体(A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置 | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> |   |                                  |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>e</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

変更後

第 1.3.1 表(1) クラス別施設

| クラス | クラス別施設   | 主要設備(*1)   | 補助設備(*2)   | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)            |                                  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5)  |  |
|-----|--|--|--|------------------------|------------------------|----------------------------------|--|--|
|     |  | 適用範囲   | 適用範囲   | 適用範囲                   | 適用範囲                   | 検討用<br>地震動 (*6)                  | 適用範囲   | 検討用<br>地震動 (*6)  |
| S   | (i) 原子炉冷却材パウンダリを構成する機器・配管系                               | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材パウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)              |  | 1) 機器・配管等の支持構造物        | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> | 1) 格納容器内旋回式天井クレーン<br>2) 燃料出入機<br>3) 回転ブラグ<br>4) 1次オーパフロー系の一部<br>5) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部<br>6) 1次アルゴンガス系の一部<br>7) 窒素ガス予熱系の一部<br>8) カバーガス法燃料破損検出設備の一部 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub> |
|     | (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設                                     | ① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池<br>② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心バレル構造物のうち、バレル構造体)   |  | 1) 機器・配管等の支持構造物        | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> | 1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン<br>2) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機<br>3) 格納容器内旋回式天井クレーン<br>4) 燃料出入機<br>5) 回転ブラグ   | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub><br>S <sub>C</sub>   |
|     | (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管 | ① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの)<br>② 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>③ 炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>④ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体(A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置 | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> |  | 1) 格納容器内旋回式天井クレーン<br>2) 燃料出入機<br>3) 回転ブラグ  |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>e</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表(2) クラス別施設

第 1.3.1 表(2) クラス別施設

| クラス | クラス別施設  | 主要設備(*1)  | 補助設備(*2)                         | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                         |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5) |                |
|-----|---|---|----------------------------------|------------------------|-------------------------------------|--|-------------------|----------------|
|     |   | 適用範囲  | 適用範囲                             | 適用範囲                   | 適用範囲                                | 検討用地震動 (*6)  | 適用範囲              | 検討用地震動 (*6)    |
| S   | (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設                   | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集集体<br>2) 照射燃料集集体<br>④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>2) 1次主循環ポンプボニーマータ<br>3) 逆止弁<br>⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>2) 主冷却機(主送風機を除く。) |                                  | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物 | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub> |                   |                |
|     | (v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設 | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁  | ① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの)      | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub>                   |                   |                |
|     | (vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放射を直接防ぐための施設 | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁   | ① 電気計装設備(原子炉保護系(アイソレーション)に関するもの) | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub>                   | 1) 燃料交換機          | S <sub>s</sub> |

| クラス | クラス別施設  | 主要設備(*1)  | 補助設備(*2)                    | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                         |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5)  |  |
|-----|---|---|-----------------------------|------------------------|-------------------------------------|--|--|--|
|     |   | 適用範囲  | 適用範囲                        | 適用範囲                   | 適用範囲                                | 検討用地震動 (*6)  | 適用範囲   | 検討用地震動 (*6)  |
| S   | (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設                   | ① 原子炉容器<br>1) 本体<br>② 炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>③ 炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集集体<br>2) 照射燃料集集体<br>④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>2) 1次主循環ポンプボニーマータ<br>3) 逆止弁<br>⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>2) 主冷却機(主送風機を除く。) |                             | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物 | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub> | 1) 1次オーバフロー系の一部<br>2) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部<br>3) 1次アルゴンガス系の一部<br>4) 窒素ガス予熱系の一部<br>5) カバーガス法燃料破損検出設備の一部<br>6) 2次ナトリウム純化系の一部<br>7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部<br>8) 2次アルゴンガス系の一部<br>9) 主送風機<br>10) ナトリウム漏えい対策用受樋 | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub> |
|     | (v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設 | ① 原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット<br>③ 1次主冷却系<br>1) 逆止弁<br>④ 1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>⑤ 1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁   | ① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの) | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>s</sub><br>S <sub>s</sub>                   |  |  |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>s</sub>: 基準地震動 S<sub>s</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>s</sub>: 基準地震動 S<sub>s</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 1.3.1 表(3) クラス別施設

| クラス | クラス別施設  | 主要設備(*1)   | 補助設備(*2) | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                         |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5)         |                |
|-----|---|--|----------|------------------------|-------------------------------------|--|---------------------------|----------------|
|     |   | 適用範囲   | 適用範囲     | 適用範囲                   | 適用範囲                                | 検討用地震動(*6)   | 適用範囲                      | 検討用地震動(*6)     |
| S   | (vi)<br>原子炉冷却材パウンドリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設        | ① 核燃料物質取扱設備<br>1) 燃料出入機のうち、コフィン<br>2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング<br>3) 燃料取扱用キャスカカーのうち、キャスク<br>4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽<br>5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機   |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub>                   | 1) 燃料取扱用キャスカカー (キャスクを除く。) | S <sub>B</sub> |
|     | (vii)<br>放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設 |  |          |                        |                                     |  |                           |                |
|     | (viii)<br>その他   | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑤ 補機冷却設備(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑥ 空調換気設備(上記(i)～(vii)に関連するもの) |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>C</sub> |                           |                |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>B</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表(4) (省略)

変更後

第 1.3.1 表(3) クラス別施設

| クラス | クラス別施設  | 主要設備(*1)   | 補助設備(*2)                         | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                         |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5)  |  |
|-----|---|--|----------------------------------|------------------------|-------------------------------------|--|--|--|
|     |   | 適用範囲   | 適用範囲                             | 適用範囲                   | 適用範囲                                | 検討用地震動(*6)   | 適用範囲   | 検討用地震動(*6)   |
| S   | (vi)<br>原子炉冷却材パウンドリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設        | ① 格納容器<br>② 格納容器パウンドリに属する配管・弁  | ① 電気計装設備(原子炉保護系(アイソレーション)に関するもの) | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   | 1) 主排気筒<br>2) 燃料交換機<br>3) 1次ナトリウム純化系の一部<br>4) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部<br>5) 1次アルゴンガス系の一部<br>6) 窒素ガス予熱系の一部<br>7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部<br>8) 核燃料物質取扱設備の一部<br>9) 格納容器雰囲気調整系の一部<br>10) 安全容器の呼吸系の一部<br>11) アルゴンガス供給設備の一部<br>12) 窒素ガス供給設備の一部<br>13) 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機 | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> |
|     | (vii)<br>放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設 | ① 核燃料物質取扱設備<br>1) 燃料出入機のうち、コフィン<br>2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング<br>3) 燃料取扱用キャスカカーのうち、キャスク<br>4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽<br>5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機   |                                  | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物              | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   | 1) 燃料出入機<br>2) 燃料取扱用キャスカカー (キャスクを除く。)  | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>   |
|     | (viii)<br>その他   | ① 中央制御室<br>② 非常用ディーゼル電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>③ 交流無停電電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>④ 直流無停電電源系(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑤ 補機冷却設備(上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑥ 空調換気設備(上記(i)～(vii)に関連するもの) |                                  | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> | 1) 原子炉附属建物空調換気設備燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部<br>2) 1次ナトリウム純化系コールドトラップ冷却窒素ガス冷却器   | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>   |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>B</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表(4) (変更なし)

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 1.3.1 表(5) クラス別施設

| クラス | クラス別施設   | 主要設備(*1)  | 補助設備(*2) | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                                    |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5) |            |
|-----|--|---|----------|------------------------|--|--|-------------------|------------|
|     |  | 適用範囲  | 適用範囲     | 適用範囲                   | 適用範囲   | 検討用地震動(*6)   | 適用範囲              | 検討用地震動(*6) |
| B   | (v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設 | ① 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するものを除く。)<br>② 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)  |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物                         | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設  | ① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池<br>② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池  |          |                        | 1) 第一使用済燃料貯蔵建物<br>2) 第二使用済燃料貯蔵建物               | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (vii) 使用済燃料を冷却するための施設  | ① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備<br>② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備<br>③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備  |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉附属建物<br>2) 第一使用済燃料貯蔵建物<br>3) 第二使用済燃料貯蔵建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> |                   |            |
|     | (viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設                      | ① 外周コンクリート壁<br>② アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系 (アンユラス部常用排気フィルタを除く。)<br>③ 非常用ガス処理装置<br>④ 主排気筒  |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物                         | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (ix) その他   | ① 中央制御室 (Sクラスに属するものを除く。)<br>② 非常用ディーゼル電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>③ 交流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>④ 直流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>⑤ 電気計装設備 (事故時監視計器の一部)<br>⑥ 補機冷却設備 (上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑦ 空調換気設備 (上記(i)～(vii)に関連するもの) |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物            | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> |                   |            |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>B</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表(6) (省略)

変更後

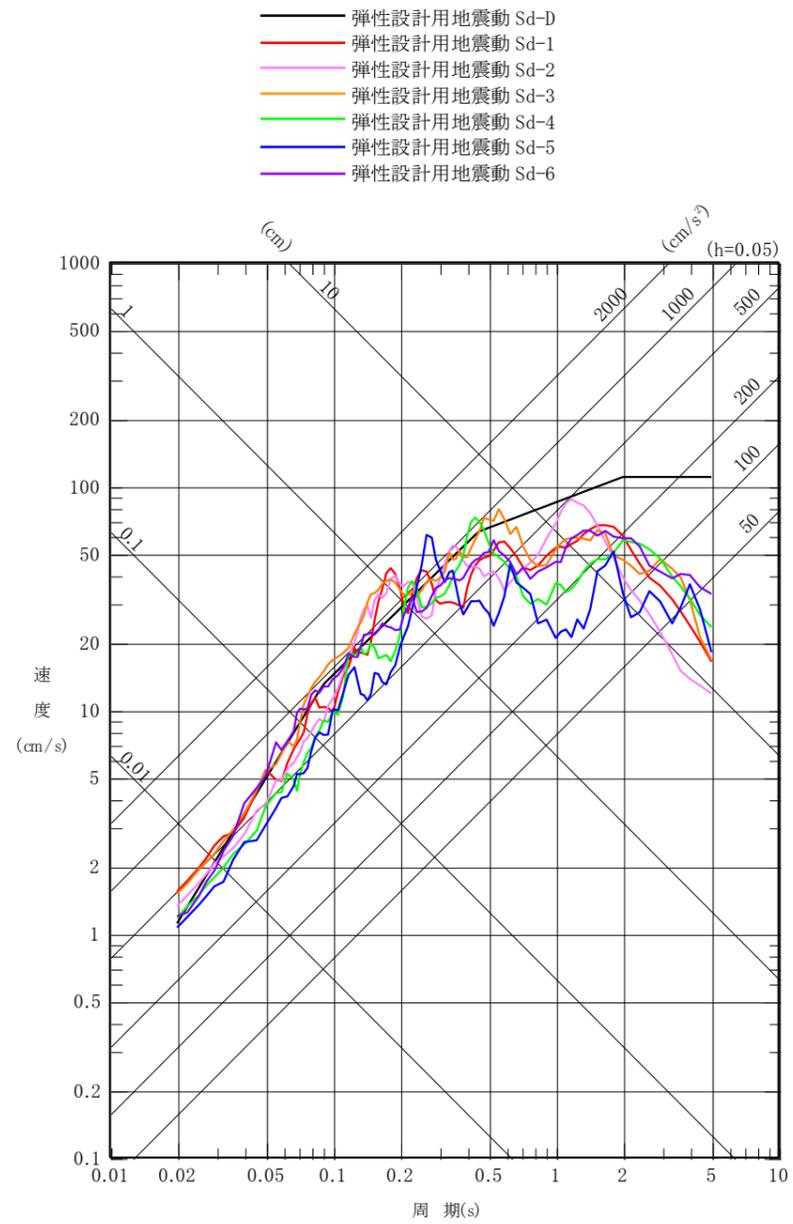
第 1.3.1 表(5) クラス別施設

| クラス | クラス別施設   | 主要設備(*1)  | 補助設備(*2) | 直接支持構造物(*3)            | 間接支持構造物(*4)                                    |  | 波及的影響を考慮すべき設備(*5) |            |
|-----|--|---|----------|------------------------|--|--|-------------------|------------|
|     |  | 適用範囲  | 適用範囲     | 適用範囲                   | 適用範囲   | 検討用地震動(*6)   | 適用範囲              | 検討用地震動(*6) |
| B   | (v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設 | ① 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するものを除く。)<br>② 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)   |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物                         | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設  | ① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池<br>② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br>1) 貯蔵ラック<br>2) 水冷却池  |          |                        | 1) 第一使用済燃料貯蔵建物<br>2) 第二使用済燃料貯蔵建物               | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (vii) 使用済燃料を冷却するための施設  | ① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備<br>② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備<br>③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備  |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉附属建物<br>2) 第一使用済燃料貯蔵建物<br>3) 第二使用済燃料貯蔵建物 | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> |                   |            |
|     | (viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設                      | ① 外周コンクリート壁<br>② アンユラス部排気系<br>1) アンユラス部排気系 (アンユラス部常用排気フィルタを除く。)(*)<br>③ 非常用ガス処理装置(*)<br>④ 主排気筒  |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物                         | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub>                   |                   |            |
|     | (ix) その他   | ① 中央制御室 (Sクラスに属するものを除く。)<br>② 非常用ディーゼル電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>③ 交流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>④ 直流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。)<br>⑤ 電気計装設備 (事故時監視計器の一部)<br>⑥ 補機冷却設備 (上記(i)～(vii)に関連するもの)<br>⑦ 空調換気設備 (上記(i)～(vii)に関連するもの) |          | 1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 | 1) 原子炉建物<br>2) 原子炉附属建物<br>3) 主冷却機建物            | S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub><br>S <sub>B</sub> |                   |            |

- (\*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (\*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (\*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (\*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
- (\*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (\*6) S<sub>B</sub>: 基準地震動 S<sub>B</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub>: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。  
S<sub>C</sub>: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。
- (\*7) 基本的に、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。ここで、アンユラス部排気機は、基準地震動による地震力により、ベルトが外れ、動的機能維持が難しいため、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するものの対象外とするが、当該施設の補修 (ベルトの再装着) の措置を講じることで、機能を復旧できるものとする。

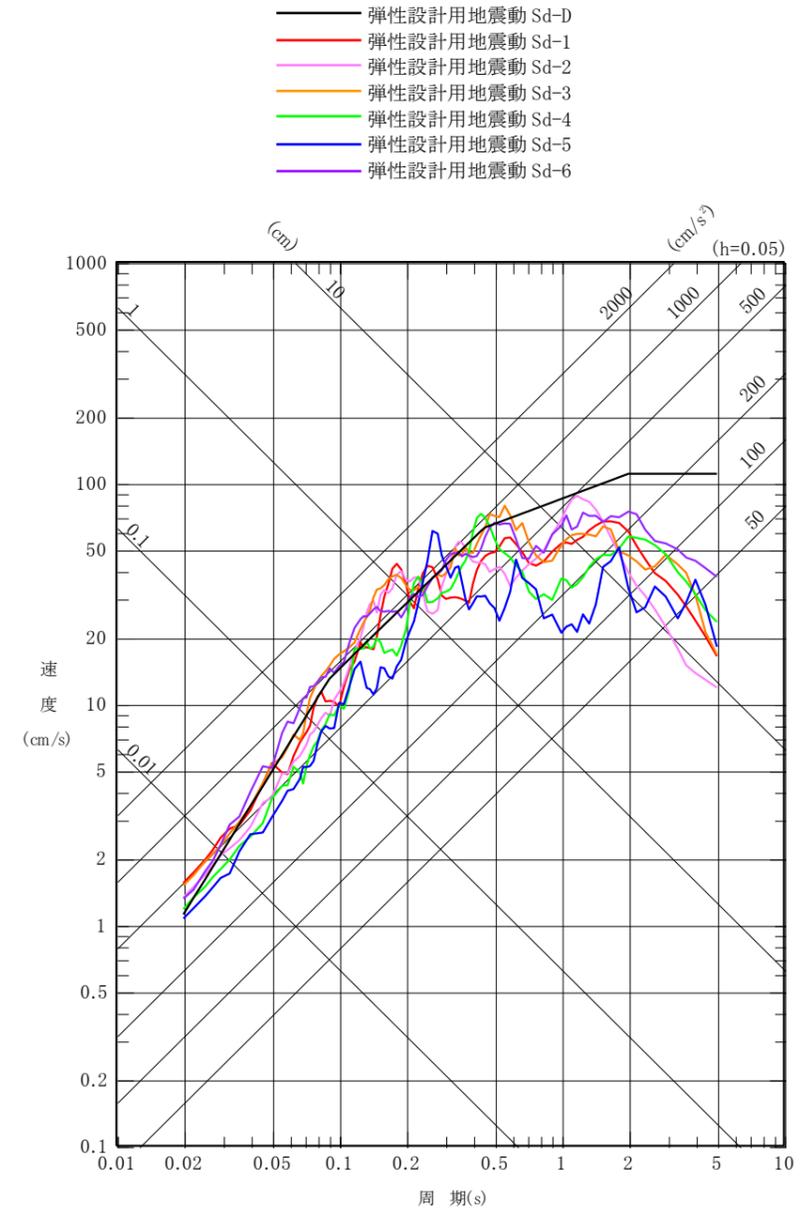
第 1.3.1 表(6) (変更なし)

変更前 (2021.12.2 付補正)



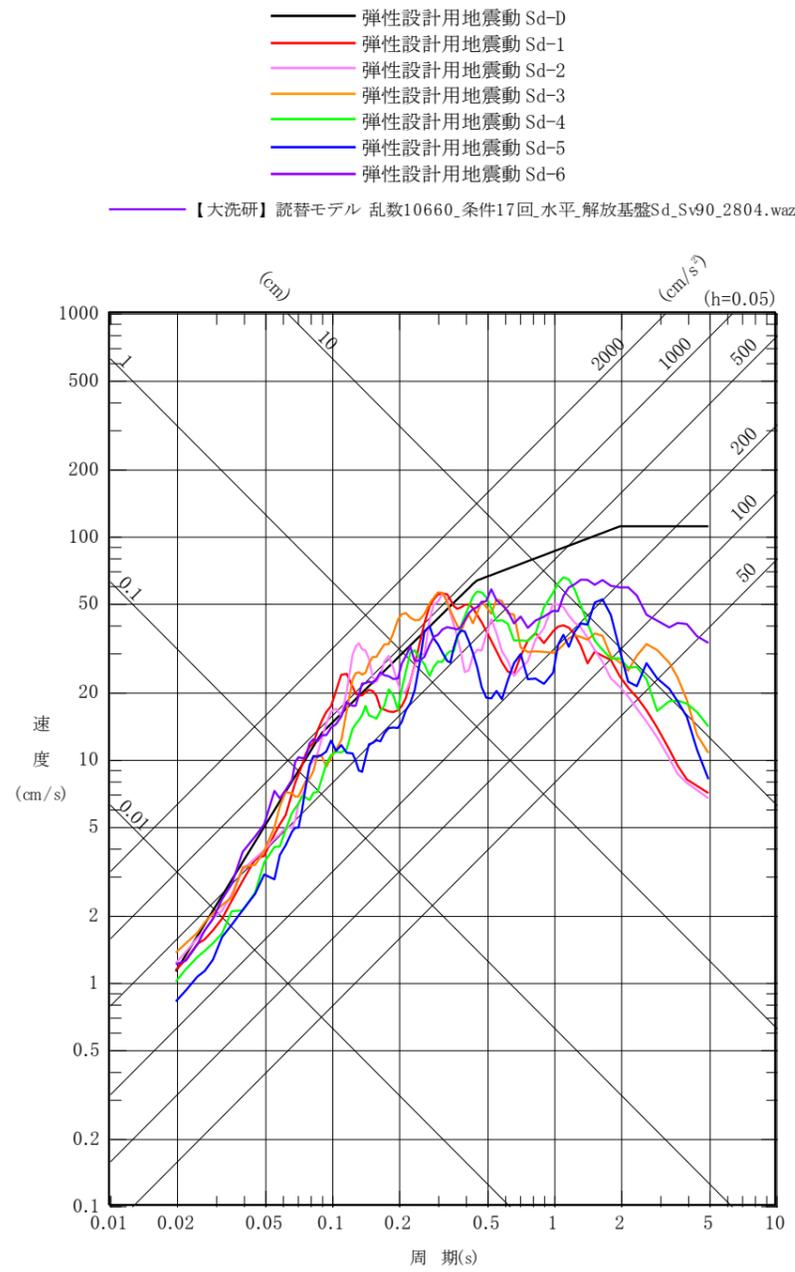
第 1.3.1 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)

変更後



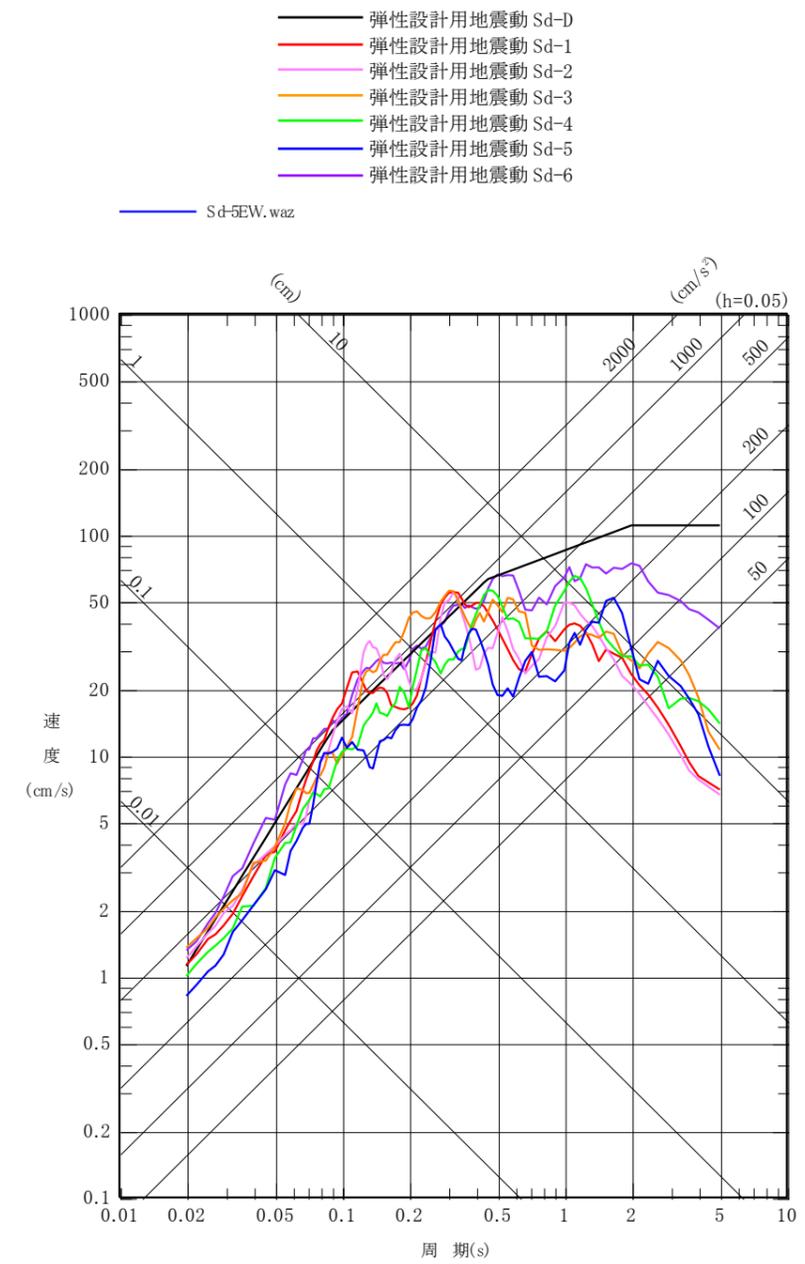
第 1.3.1 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)

変更前 (2021.12.2 付補正)



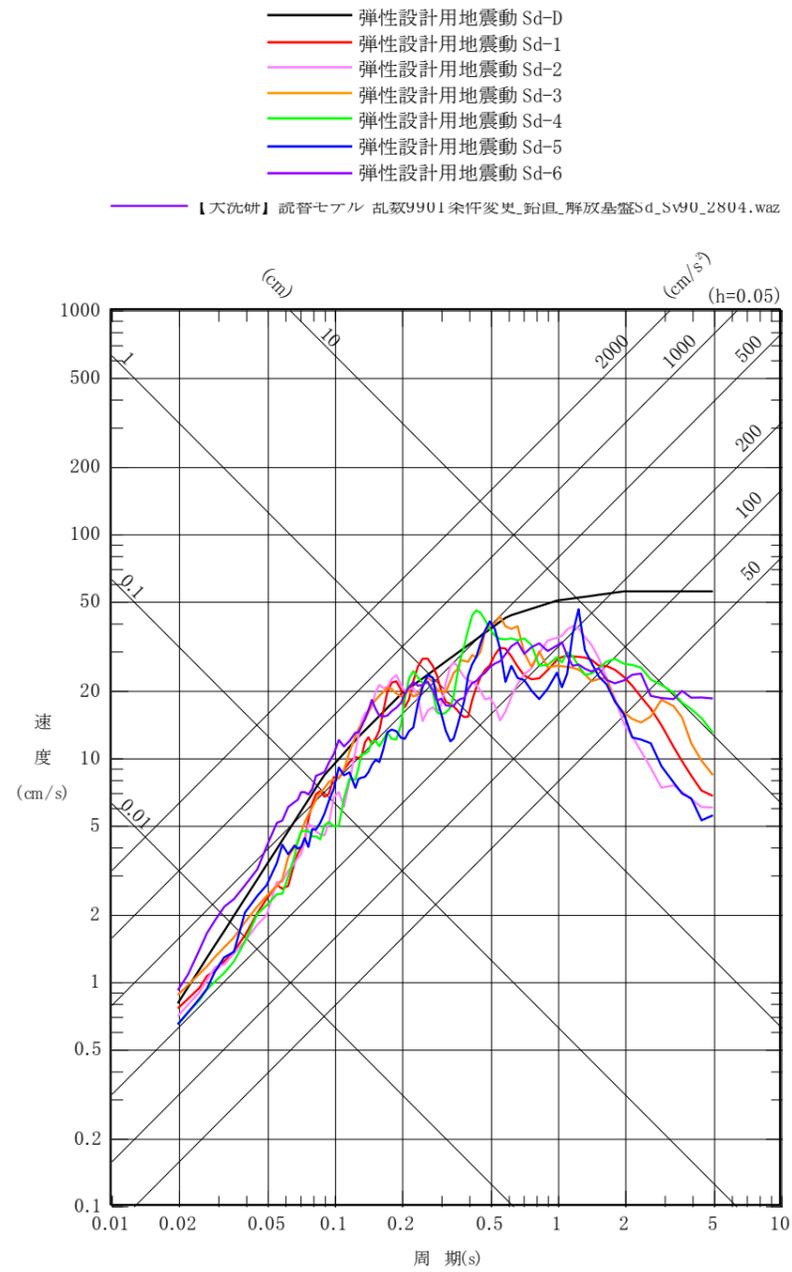
第 1.3.1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)

変更後



第 1.3.1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)

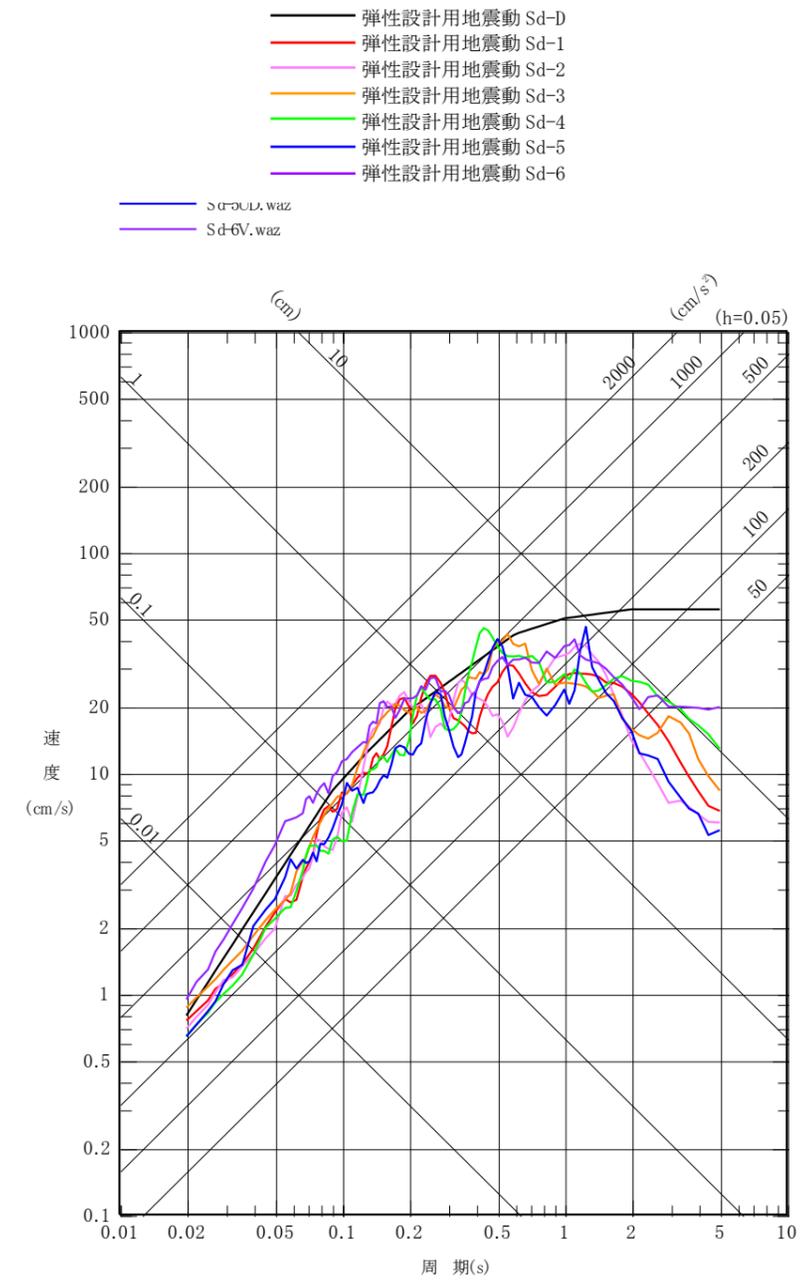
変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 1. 3. 1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)

第 1. 3. 2 図(1)～第 1. 3. 2 図(6) (省略)

変更後

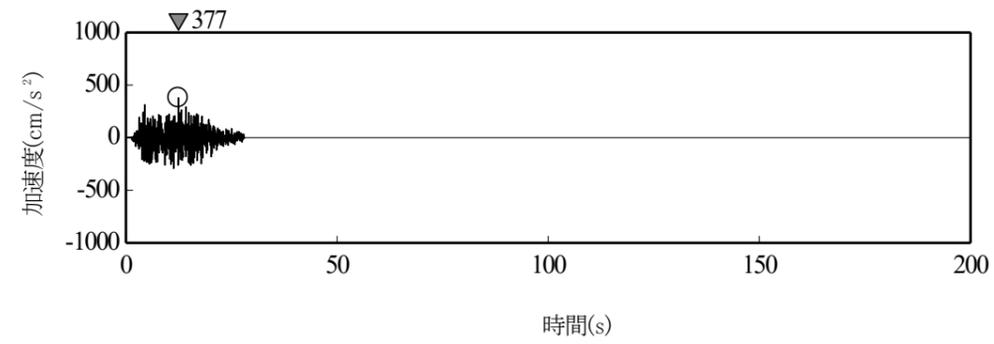


第 1. 3. 1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)

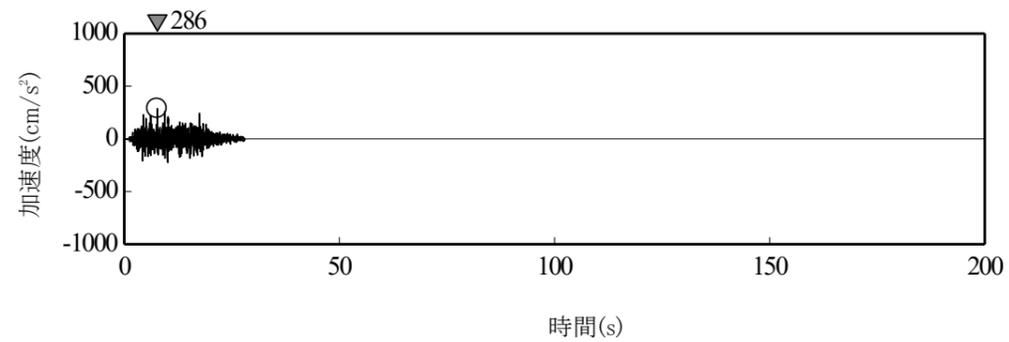
第 1. 3. 2 図(1)～第 1. 3. 2 図(6) (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



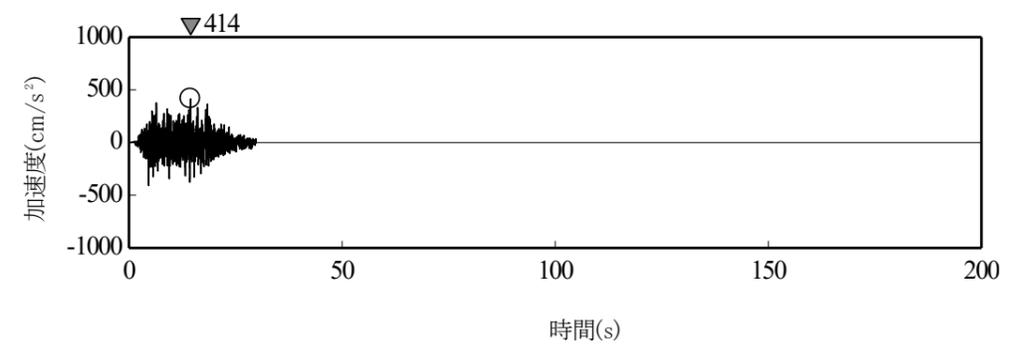
(水平成分)



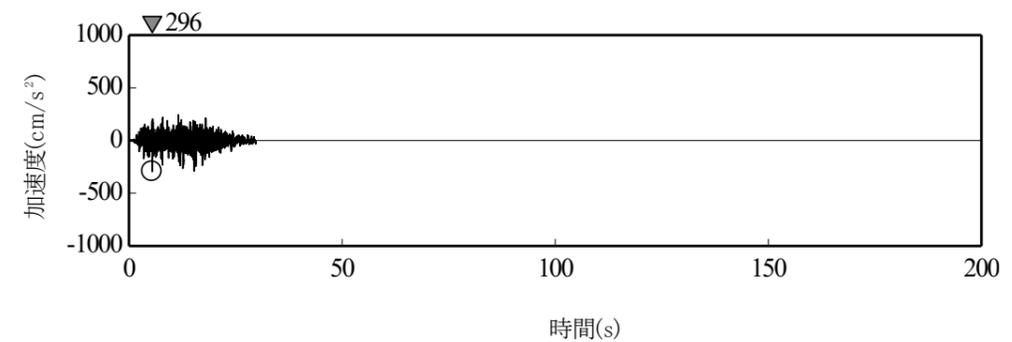
(鉛直成分)

第 1. 3. 2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

第 1. 3. 3 図 (省略)



(水平成分)



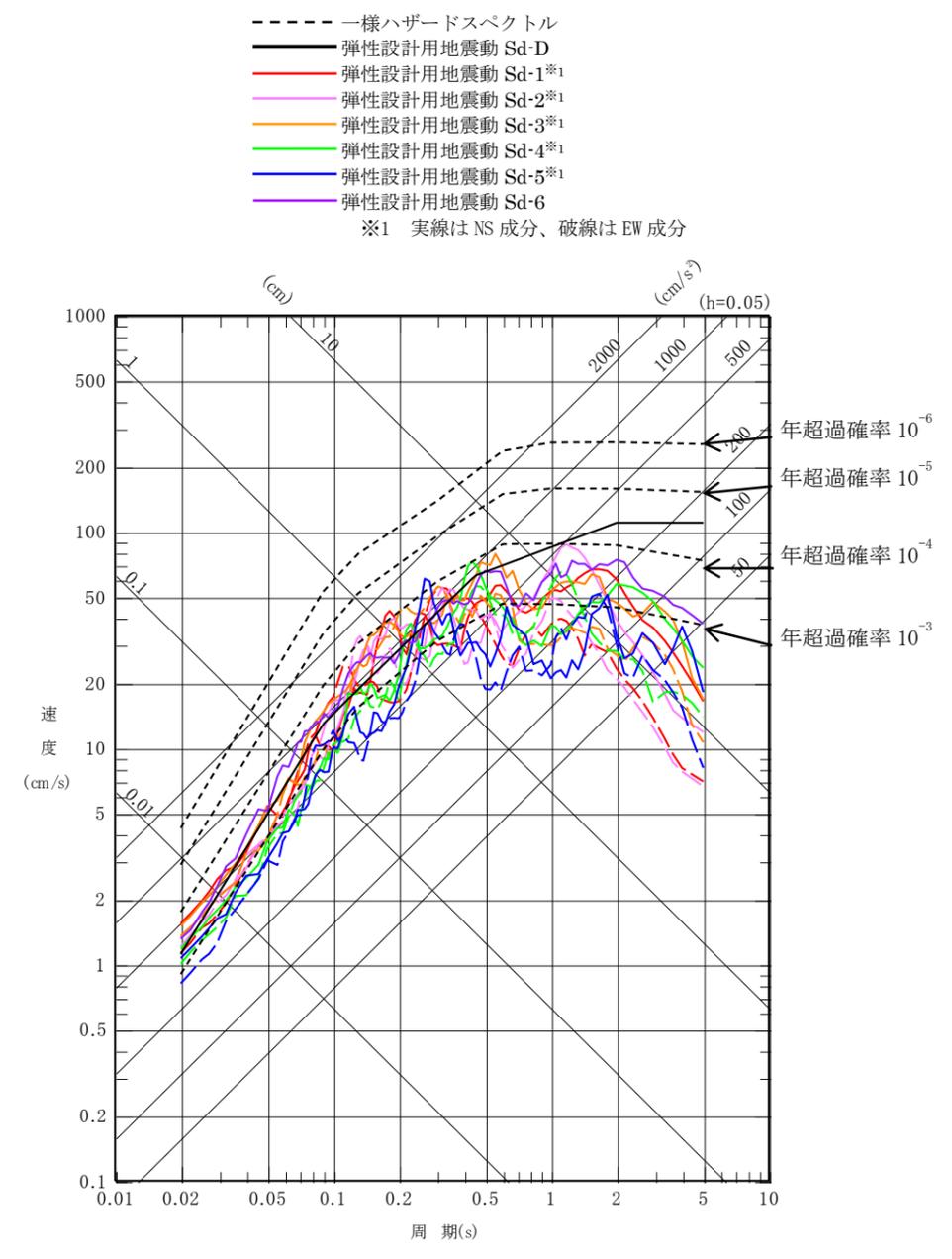
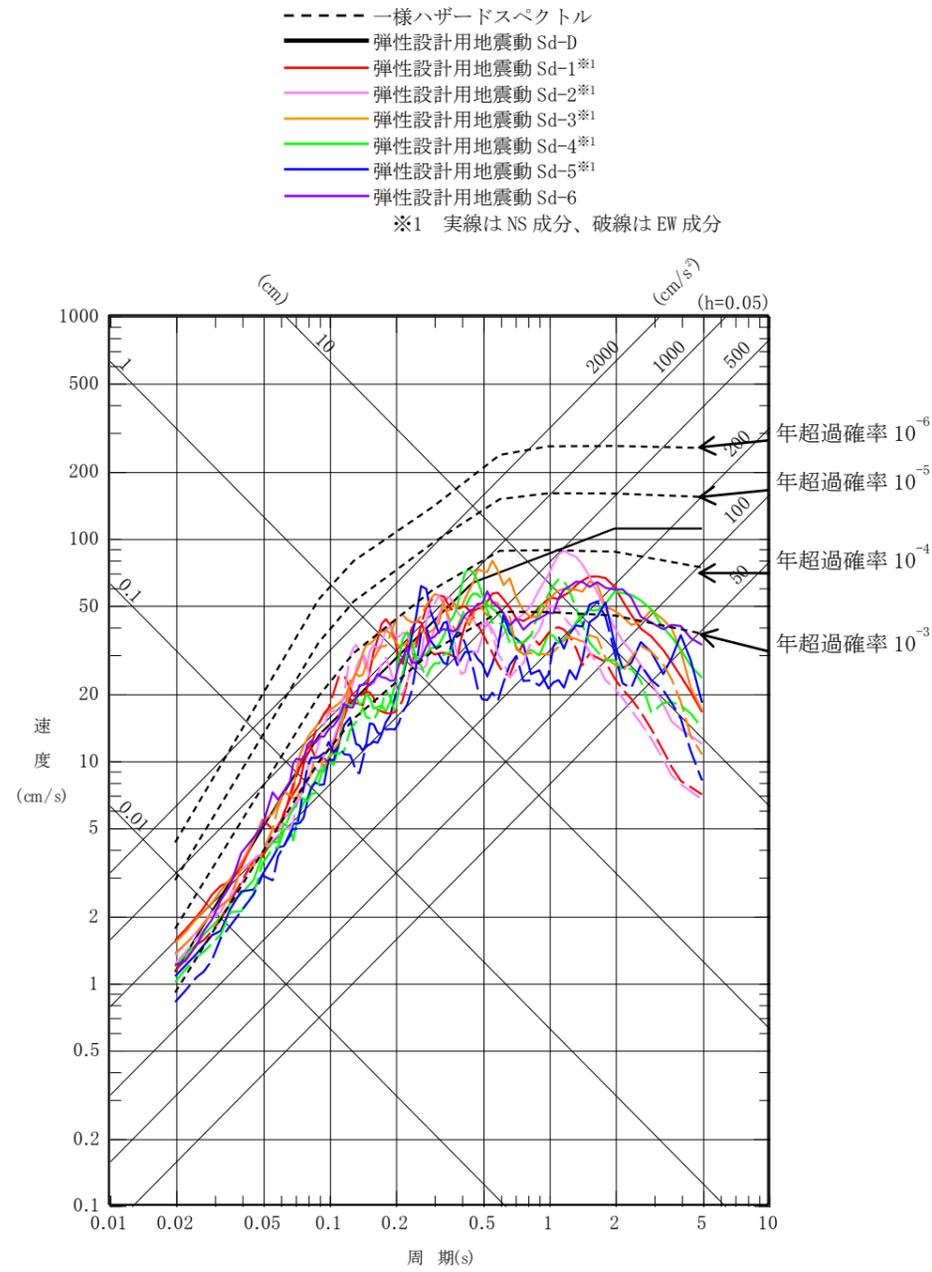
(鉛直成分)

第 1. 3. 2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

第 1. 3. 3 図 (変更なし)

変更前 (2021.12.2 付補正)

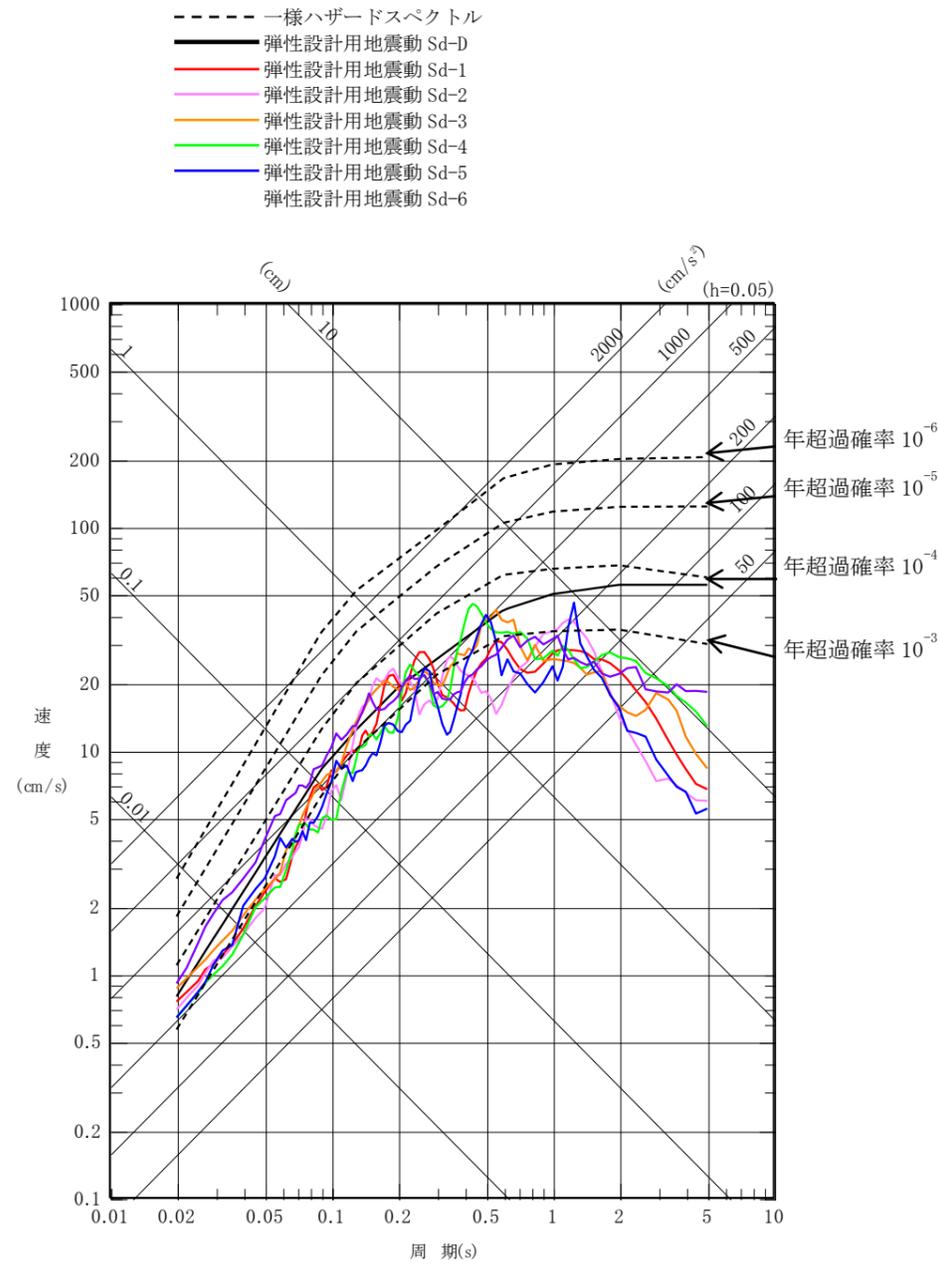
変更後



第 1.3.4 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)

第 1.3.4 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)

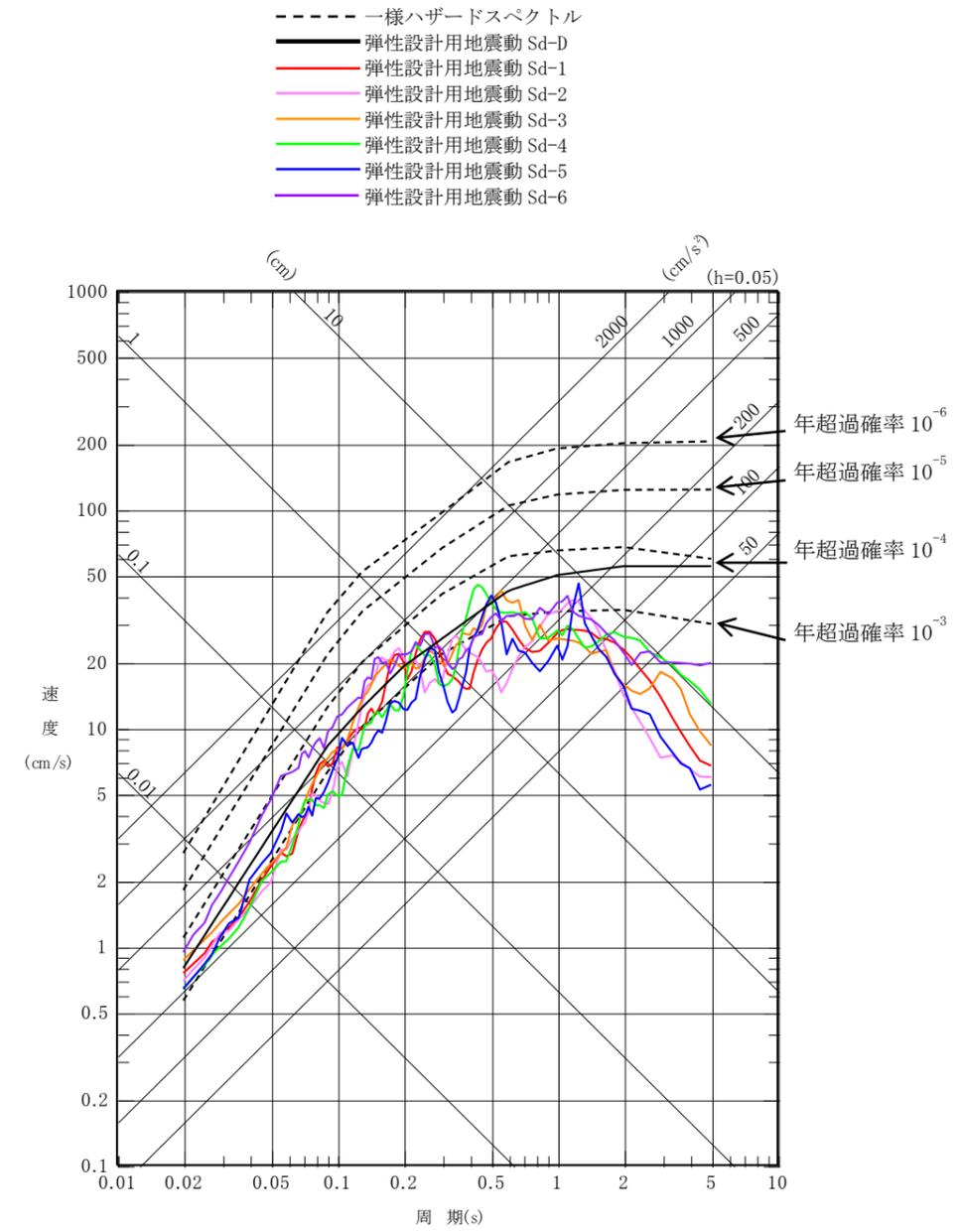
変更前 (2021.12.2 付補正)



第 1.3.4 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

1.4 耐津波設計  
(省略)

変更後



第 1.3.4 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

1.4 耐津波設計  
(変更なし)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.5 火災による損傷の防止に係る設計）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>1.5 火災による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.5.1 火災の防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設には、<u>火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。）が発生し、これを検知した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。</u></p> <p>原子炉施設には、<u>火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能を設け、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</u></p> <p><u>火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。静的機能を有する構築物、系統及び機器については、不燃性材料で構成することを基本方針とする。</u></p> <p>1.5.2 火災防護対象設備</p> <p>原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を火災防護対象設備とする。</p> <p><u>（１）MS－１のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>（２）MS－１のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器（１次主循環ポンプポニーモータを除く）</u></p> | <p>1.5 火災による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.5.1 火災の防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、<u>原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼（以下「ナトリウム燃焼」という。）を含む。以下同じ。）が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。</u></p> <p>原子炉施設は、設計基準において想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。</p> <p><u>ナトリウム燃焼に対しては、ナトリウム燃焼により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災（ナトリウム燃焼を除く火災をいう。以下同じ。）に対しては、一般火災により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、本原子炉施設の安全上の特徴を考慮し、必要に応じて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（以下「火災防護基準」という。）」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、「一般火災の発生防止」、「一般火災の感知及び消火」並びに「一般火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。</u></p> <p>また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</p> <p><u>火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡系統に従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。</u></p> <p>1.5.2 火災防護対象機器</p> <p>原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス１、２、３に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p><u>安全機能の重要度分類から以下の（１）～（３）の構築物、系統及び機器を火災防護対象機器（火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。）を含む。火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを以下「火災防護対象機器等」という。）として選定する。</u></p> <p>なお、ここで火災防護対象機器等として抽出しなかった構築物、系統及び機器に対しては、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器</p> <p>(4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器</p> | <p>とする。</p> <p>(1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。）（以下「原子炉の安全停止に係る機器等」という。）</p> <p>原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能（MS-1）に属する構築物系統及び機器</p> <p>② 炉心形状の維持機能（PS-1）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>③ 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（MS-1）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>④ 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑤ 原子炉冷却材バウンダリ機能（PS-1）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑥ 2次冷却材を内蔵する機能（通常運転時の炉心の冷却に関連するもの）（PS-3）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑧ 事故時のプラント状態の把握機能（MS-2）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑩ 制御室外からの安全停止機能（MS-3）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑪ 通常運転時の冷却材の循環機能（PS-3）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑫ プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）（PS-3）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑬ 安全上特に重要な関連機能（MS-1）及び安全上重要な関連機能（MS-2）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。）（以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」という。）</p> <p>放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>① 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（MS-1）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>② 放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>③ 放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS-2）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>④ 安全上特に重要な関連機能（MS-1）及び安全上重要な関連機能（MS-2）に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑤ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機能（PS-2）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑥ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（PS-2）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑦ 燃料を安全に取り扱う機能（PS-2）に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑧ 放射性物質の貯蔵機能（PS-3）に属する構築物、系統及び機器</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>1.5.3 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>原子炉を停止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための安全施設を火災から防護することを目的とし、想定火災の種類や大きさ等に応じて、原子炉施設を区域・区画化し、適切な離隔距離若しくは隔壁を設けるとともに、当該区域・区画には、適切な火災感知設備及び消火設備を設置する。火災区域は、建物ごとに耐火壁や防火戸により囲われた範囲を基本とする。火災区画</p> | <p>⑨ <u>核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 (P S - 3) に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p>(3) <u>使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器 (関連する補機を含む。)(以下「使用済燃料の冠水等に係る機器等」という。)</u><br/> <u>使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</u></p> <p>① <u>燃料プール水の保持機能 (MS - 2) に属する構築物、系統及び機器</u><br/> ② <u>燃料プール水の補給機能 (MS - 3) に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>一般火災に対する火災防護対策は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。当該組合せは、本原子炉施設の安全上の特徴、火災防護対象機器が有する安全機能並びに火災防護対象機器の配置、構造及び動作原理に係る以下の4つの観点を考慮することを基本とし、火災による機能への影響を判断して決定する。以下の4つの観点のいずれにも該当しない場合は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策のそれぞれを考慮することを基本とする。以下のiii) 又はiv) に該当する場合は、火災防護基準による「火災の感知及び消火」を考慮することを基本とし、火災による機能への影響を判断して、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の影響軽減」を考慮する。以下のi) 又はii) に該当する場合は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減することを基本とする。</u></p> <p><u>なお、ここで火災防護基準に基づく対策を適用しなかった構築物、系統及び機器は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。</u></p> <p><u>i) 不燃性材料で構成されるため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能が影響を受けない。</u><br/> <u>ii) 環境条件から火災が発生しないため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能が影響を受けない。</u><br/> <u>iii) フェイルセーフ設計のため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能を喪失しない。</u><br/> <u>iv) 代替手段により機能を達成できるため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能を喪失しない。</u></p> <p><u>ナトリウム燃焼に対する火災防護対策は、ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。</u></p> <p>1.5.3 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>設計基準において想定される火災から火災防護対象機器等を防護することを目的とし、火災区域及び火災区画を設定し、適切な火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>原子炉施設の建物として、原子炉建物、原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物及びメンテナンス建物</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>は、原子炉の安全停止に係る系統分離等に応じて、火災区域を分割し、耐火壁や防火戸（必要に応じて、防火ダンパ及び貫通部シールを含む。）により分離された範囲を基本とする。なお、これらの火災区域又は火災区画は、任意の区域又は区画に火災が発生した場合において、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>(なし)</p> <p>1.5.4 火災の発生防止</p> <p><u>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の発生防止対策を講じる。</u></p> <p>(1) 発火性物質及び引火性物質漏えい防止</p> <p><u>原子炉施設の機器・設備等に内包される発火性物質及び引火性物質（液体）には、冷却材であるナトリウム、ディーゼル発電機等の燃料油である重油、回転機器の潤滑オイル、燃料交換機把持部等のナトリウムを除去する際に使用するアルコールがある。</u></p> <p><u>これらを内包する機器・設備等は、ベローズシール、パッキン、Oリング等を用いることによる発火性物質及び引火性物質（液体）の漏えい防止方策、又は、万一の漏えいに備え、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止方策を講じた設計とする。</u></p> | <p><u>ごとに建物内の全体を火災区域として設定する。</u></p> <p><u>また、建物外に火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する場合は、当該火災防護対象機器等を設置する区域を火災区域として設定する。</u></p> <p><u>火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区域は、当該火災防護対象機器等の配置、ナトリウムを内包する配管又は機器の配置、耐火壁の配置、消火設備の配置を考慮し、火災区域を細分化した火災区画を設定する。</u></p> <p><u>一般火災に対して、火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置しない火災区域又は火災区画は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。</u></p> <p><u>ナトリウム燃焼に対して、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。</u></p> <p><u>また、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画にあつては、ナトリウム燃焼を起因に一般火災が発生するおそれがあることを考慮する。</u></p> <p>1.5.4 ナトリウム燃焼に対する火災防護対策<br/><u>(省略)</u></p> <p>1.5.5 一般火災に対する火災防護対策</p> <p>1.5.5.1 一般火災の発生防止</p> <p><u>設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。</u></p> <p>(1) 発火性又は引火性物質への対策</p> <p><u>発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備及び当該設備を設置する火災区画には、以下の対策を講じる設計とする。ここでいう発火性又は引火性物質（液体）としては、ディーゼル発電機等の燃料油である重油、回転機器等の潤滑油、燃料交換機把持部等のナトリウムを除去する際に使用するアルコールを対象とする。</u></p> <p>(i) 漏えいの防止、拡大防止</p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画内における発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備は、ベローズシール、パッキン、Oリング等を用いることによる漏えい防止対策を講じる。</u></p> <p><u>また、万一の漏えいに備え、発火性又は引火性物質（液体）の保有量に応じて、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止対策を講じる。</u></p> <p>(ii) 配置上の考慮</p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等について、発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備の火災により、当該火災防護対象機器等の</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p>機能を損なわないように、壁等の設置又は離隔による配置上の考慮を行うものとする。</p> <p><u>(iii) 換気</u><br/> <u>発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備及び火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する建物の屋内は、空調換気設備による機械換気を、屋外については、自然換気を行うものとする。</u></p> <p><u>(iv) 防爆</u><br/> <u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、必要な電気設備に接地を施すものとする。</u><br/> <u>なお、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点は、室内温度や機器運転温度に比べて高く、可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となることはない。このため、燃料油（重油）及び潤滑油を内包する設備を設置する火災区画に設置する電気・計装品は、防爆型とせず、防爆を目的とした電気設備の接地も必要としないものとする。</u></p> <p><u>(v) 貯蔵</u><br/> <u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画内の発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備における発火性又は引火性物質（液体）の保有量は、運転に必要な量に留めるものとする。</u></p> <p><u>(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉への対策</u><br/> <u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画において、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が発生するおそれがある場合には、換気、通風又は拡散の措置により、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の滞留を防止する。</u><br/> <u>また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合には、静電気を除去する装置を設けるものとする。</u><br/> <u>なお、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点は、室内温度や機器運転温度に比べて高く、可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となることはない。このため、燃料油（重油）及び潤滑油を内包する設備を設置する火災区画に設置する電気・計装品は、防爆型とする必要はないものとする。</u><br/> <u>また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれのある設備を設置しないものとする。</u></p> <p><u>(3) 発火源への対策</u><br/> <u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における火花が発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する等の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。</u><br/> <u>また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p><u>火災防護対象設備には、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。</u></p> <p><u>なお、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は不燃性材料を使用する。また、火災防護対象設備が設置される火災区画の建物内装材には、不燃性材料を使用する。</u></p> <p>(3) 地絡・短絡等に起因する過電流による電力ケーブル等の過熱及び焼損の防止</p> <p><u>動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、ヒューズの組み合わせ等により、地絡や短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止する。</u></p> <p><u>非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系のうち、火災発生リスクの高いケーブル（印加電圧が 480V を超えるもの）については、難燃ケーブルを使用する。</u></p> <p>(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止</p> <p><u>交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池が設置される火災区画には、蓄電池から発生する水素が滞留することがないように、換気設備を設ける。なお、当該換気設備は、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」(SBA G 0603-2001) に基づき、必要な換気容量を有したものである。</u></p> <p><u>上記換気設備がなんらかの異常により停止した場合には、中央制御室に警報を発生す</u></p> | <p><u>火災区画における高温の設備は、高温部分を保温材で被覆し、可燃性物質との接触や可燃性物質の過熱を防止する。</u></p> <p>(4) 水素漏えいへの対策</p> <p><u>交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、充電時において蓄電池から発生する水素が滞留することがないように、換気設備を設けるとともに、水素の検知器を設置し、水素濃度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発生するものとする。当該換気設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備より電源を供給する。</u></p> <p><u>当該換気設備は、社団法人日本電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」(SBA G 0603-2001) に基づき、必要な換気容量を有したものである。</u></p> <p><u>換気設備が何らかの異常により停止した場合には、中央制御室に警報を発報するものとする。</u></p> <p><u>また、換気設備（換気扇）の故障に備え、可搬式局所排気装置を配備し、水素濃度が 2%に達するまでに可搬式局所排気装置による換気運転を行うことにより、水素濃度が燃焼限界濃度を超えないものとする。</u></p> <p><u>交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、直流開閉装置やインバータを設置しないものとする。</u></p> <p>(5) 過電流による過熱防止対策</p> <p><u>動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、ヒューズ等の組合せ等により、地絡や短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止する。</u></p> <p>(6) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等は、以下のとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。ただし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等の性能を有する代替材料を使用するものとし、代替材料の使用が技術上困難な場合には、金属製の筐体や電線管への格納等により、他の機能を有する火災防護対象機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる。</u></p> <p>(i) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用</p> <p><u>火災防護対象機器について、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は、金属材料、コンクリート等の不燃性材料を使用する。ただし、配管等のパッキン類は、金属に覆われた狭隙部に設置し直接火災にさらされることはなく、他の火災防護対象機器等において火災が発生するおそれはないため、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する場合がある。また、金属に覆われたポンプや弁等の駆動部の潤滑油及び機器躯体内部の電気配線は、発火した場合でも他の火災防護対象機器等に延焼するおそれはないため、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する場合がある。</u></p> <p>(ii) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包</p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する建物内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p><u>るものとする。また、換気設備（換気扇）の故障に備え、可搬式局排装置を配備し、万一、当該換気設備が故障等により停止した場合にあっても、換気運転を継続できるものとする。</u></p> <p>1.5.5 火災の感知及び消火</p> | <p><u>(iii) 難燃ケーブルの使用</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象ケーブルは、以下に示す自己消火性及び延焼性の実証試験又は当該試験に示される同等の性能を確認した難燃ケーブルを使用する。ただし、核計装等のケーブルは、難燃ケーブルを使用するか、又は耐ノイズ性を確保するため、難燃ケーブルの使用が困難な場合は、ケーブルを電線管内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ、電線管内への酸素の供給を防止することにより、難燃ケーブルと同等の自己消火性及び延焼性を確保する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>自己消火性の実証試験：UL 規格又は ICEA 規格に基づく垂直燃焼試験</u></li> <li>・ <u>延焼性の実証試験：米国電気電子工学会（IEEE）規格 383 又は電気学会技術報告（II 部）第 139 号に基づく垂直トレイ試験</u></li> </ul> <p><u>(iv) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器のうち、空調換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No. 11A（空気清浄装置用材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する。</u></p> <p><u>(v) 保温材に対する不燃性材料の使用</u></p> <p><u>火災防護対象機器に対する保温材は、ロックウールやケイ酸カルシウム等、建設省告示第 1400 号に定められたもの又は建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する。</u></p> <p><u>(vi) 建物内装材に対する不燃性材料の使用</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する建物の主要な内装材には、建設省告示第 1400 号に定められたもの、又は建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する。ただし、管理区域の床及び天井については、耐放射線性、除染性及び耐腐食性の確保を目的とし、旧建設省告示第 1231 号第 2 試験に基づく難燃性が確認されたコーティング剤を使用する。当該コーティング剤は、不燃性材料であるコンクリートに塗布されるものであり、当該コーティング剤が発火した場合でも、他の火災防護対象機器等において火災を生じさせるおそれは小さい。</u></p> <p><u>また、中央制御室等の床のカーペットは、消防法施行令第 4 条の 3 に基づく防炎性能を有するものとする。</u></p> <p><u>(7) 自然現象による火災の発生防止</u></p> <p><u>落雷による火災の発生防止対策として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ 20m を超える安全施設には避雷設備を設ける。</u></p> <p><u>地震による火災の発生防止対策として、火災防護対象機器は、耐震重要度分類に応じて、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する。</u></p> <p>1.5.5.2 <u>一般火災の感知及び消火</u></p> <p><u>設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期に一般火災の感知及び消火ができるように、以下のとおり設計する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(1) 火災の感知</p> <p><u>早期に火災を感知するため、各火災区画等には、煙感知器を設置する。なお、設置環境条件や対象物燃焼特性等を踏まえ、煙感知器以外のものを使用する場合がある。中央制御室に設置される防災監視盤は、火災感知器が作動した場合に警報を発生し、かつ火災の発生場所が特定できるものとする。火災防護対象設備が設置される火災区画等の火災感知器、及び中央制御室に設置される防災監視盤については、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、非常用電源設備より電源を供給する。</u></p> <p><u>ナトリウム漏えいの感知には、ナトリウム漏えい検出器を用いる。原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリ等を構成する容器及び配管等（主冷却機を除く。）には、接点式のナトリウム漏えい検出器を設ける。主冷却機については、その構造に鑑み、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。ナトリウム漏えい検出器が作動した場合に警報を発生し、かつ火災の発生場所が特定できるものとする。なお、原子炉冷却材バウンダリにあつては、リークジャケット等を有しており、ナトリウム漏えい検出器は、原子炉冷却材バウンダリとリークジャケット等のアニュラスに設置されるため、原子炉冷却材バウンダリ破損に伴うナトリウム漏えいは、当該ナトリウムが系統外に漏えいする前に感知される。2次主冷却系配管が位置するエリア、重油を貯蔵するエリア及び現場電源盤が設置されるエリアにおいては、監視用 ITV を設置し、中央制御室のモニタにより、その状況を確認できるものとする。</u></p> | <p>(1) <u>一般火災の感知</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等に対する火災の影響を限定するため、早期に火災の感知を行えるように、火災感知器（感知器及び検知装置を合せて火災感知器という。以下同じ。）と受信機から構成される火災感知設備を設置する。</u></p> <p><u>ここで、感知器とは、火災により生じる熱、煙又は炎を利用して火災の発生を感知し、火災信号等を発生するものであり、かつ、消防法に定められた型式適合検定に合格したものをいい、検知装置とは、感知器と同等の機能を有するが、検定品ではないものをいう。</u></p> <p><u>火災感知器について、感知器は、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき設置することを基本とし、検知装置は、監視範囲に死角がないように設置する。</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、各火災区画における放射線、取付面高さ、温度、空気流等の環境条件や炎が生じる前に発煙すること等、予想される火災の性質を考慮して、異なる感知方式の火災感知器を設置する。当該火災区画のうち、建物内における異なる感知方式の火災感知器の組合せとしては、誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを基本とする（アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを適用するエリアを以下「一般エリア」という。）。ただし、環境条件等から当該組合せを適用できないエリアについては、感知方式として、煙感知器、熱感知器、炎感知器の優先順で組合せを設定する。建物外は、非アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感知カメラを設置する。</u></p> <p><u>なお、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しない火災区画における火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防法で求められる対策で機能への影響を低減することを基本とする。</u></p> <p><u>以下に、一般エリア以外の火災感知器の設置について示す。</u></p> <p><u>(a) 防爆エリア</u></p> <p><u>防爆エリアは、蓄電池又は燃料油を貯蔵する機器を有するエリアである。当該エリアは、万一の爆発を考慮し、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき、防爆型の非アナログ式の煙感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器を設置する。</u></p> <p><u>防爆型の非アナログ式の煙感知器及び防爆型の非アナログ式の熱感知器は、以下により誤作動を防止する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器については、設置する場所に誤作動の要因となる蒸気を生じる設備を設置しないものとする。</u></li> <li><u>・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器については、作動温度が周囲温度よりも高いものを使用する。</u></li> </ul> <p><u>(b) 中天井エリア</u></p> <p><u>中天井エリアは、火災感知器の取付面高さが 8m 以上で 20m 未満であり、消防法施行規則第 23 条第 4 項における熱感知器の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアである。当該エリアは、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき、アナログ式の煙感知器と非アナログ式の炎感知器を設置する。</u></p> <p><u>非アナログ式の炎感知器は、以下により誤作動を防止する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p>・ <u>非アナログ式の炎感知器は、炎特有の性質を検出することにより、誤作動の少ない赤外線方式を使用する。</u></p> <p><u>(c) 高天井エリア</u></p> <p><u>高天井エリアは、火災感知器の取付面高さが20m以上であり、消防法施行規則第23条第4項における煙感知器及び熱感知器の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアである。当該エリアは、消防法施行規則第23条第4項に基づき、非アナログ式の炎感知器と消防法施行規則第23条第4項の適用範囲は超えるが、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を有効に感知できるようにアナログ式の煙感知器を設置する。</u></p> <p><u>(d) 屋外エリア</u></p> <p><u>屋外エリアは、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置する屋外のエリアである。当該エリアは、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を全体的に監視できるように非アナログ式の炎感知器及びアナログ式の熱感知カメラを設置する。</u></p> <p><u>(e) 火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリア</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリアは、煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多量の燃料油等による火災が想定される場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量に発生する場所等には、熱感知器を設置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器の設置ができないか、又は火災感知器を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない場所には、火災感知器を設置しないものとする。火災感知器を設置しない場所を以下に示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建物内の「炉容器ピット」</u></li> <li>・ <u>原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」</u></li> <li>・ <u>廃棄物処理建物内の「濃縮液タンク室等の高濃度廃液収納タンク設置室」及び「固化処理室(B)及び固体廃棄物B貯蔵庫B」</u></li> </ul> <p><u>火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため、熱感知カメラ以外の火災感知器用の受信機(以下「防災監視盤」という。)及び熱感知カメラ用の受信機を中央制御室に設置する。防災監視盤は、火災感知器が作動した場合に警報を発生し、かつ、火災感知器の設置場所を一つずつ特定することにより、火災の発生場所を特定できるものとする。熱感知カメラ用の受信機は、熱感知カメラが作動した場合に警報を発生し、かつ、熱感知カメラの監視画像を一つずつ確認することにより、火災の発生場所を特定できるものとする。</u></p> <p><u>火災感知設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備(非常用ディーゼル電源系及び蓄電池)より電源を供給する。</u></p> <p><u>火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、機能に異常がないことを確認する。</u></p> <p><u>なお、燃料油(重油)を貯蔵するエリア及び現場電源盤が設置されるエリアにおいては、監視用ITVを設置し、中央制御室のモニタにより、状況を確認できるものとする。</u></p> <p><u>また、原子炉運転中、格納容器(床下)は、高温・高放射線環境となるため、火災感知器が故障するおそれがある。このため、格納容器(床下)に設置する火災感知器は、格納容器(床下)を窒素雰囲気で維持し、火災が発生するおそれがない期間については、火災</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(2) 火災の消火</p> <p>各火災区画等には、可搬式消火器（ABC消火器又は特殊化学消火剤等）を配置し、運転員等により火災の消火を行うことを基本とする。</p> <p>火勢が強く、運転員等による消火が困難なことが想定される場所については、ハロン消火設備を設置し、遠隔操作による消火活動を可能とする。なお、原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、水を用いた消火設備を有しないため、消火設備の破損、誤動作又は誤操作により、火災防護対象施設の安全機能を喪失することはない。ただし、ナトリウムを取り扱わない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物には、屋内消火ポンプ式消火栓を配備する。</p> <p>中央制御室には可搬式消火器を配置し、常駐する運転員により、火災の早期発見・早期消火に対応できるものとする。</p> <p>火災防護対象施設が設置される火災区画等において、手動操作による固定式消火設備に期待する場合には、固定式消火設備（ハロン消火設備）が、当該火災区画での火災により、機能を喪失することがないように、独立性を考慮したものとする。また、固定式消火設備は、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、蓄電池を有したものとする。</p> <p>消火活動に必要な照明を確保するため、中央制御室には、可搬式照明器具を配置する。また、原子炉施設には、消火活動に必要な消火服や空気呼吸器を配備するとともに、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。</p> | <p>感知器を事前に撤去又は作動信号を除外し、原子炉停止後に空気雰囲気置換した後、速やかに交換又は復旧する運用とする。</p> <p>(2) 一般火災の消火</p> <p>火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難とならない火災区画は、運転員等によりABC消火器・二酸化炭素消火器（以下「可搬式消火器」という。）で消火を行い、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火災区画には、固定式消火設備として、ハロン消火設備を設置する。</p> <p>なお、原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、水を用いた消火設備を設置しないものとする。ただし、ナトリウムを取り扱わない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物には、屋内消火ポンプ式消火栓を設置する。</p> <p>現場操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。また、中央制御室には、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備し、必要に応じて持参できるものとする。</p> <p>原子炉施設には、消火活動に必要な防護具を設置するとともに、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。</p> <p>(a) 可搬式消火器</p> <p>火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画は、基本的に、火災の等価時間が20分未満となる火災区画とする。ただし、火災の等価時間が20分を超えるものの、格納容器（床上）等、体積が大きく火災時に煙の充満により消火活動が困難となるおそれはない火災区画は、可搬式消火器で消火を行う。</p> <p>火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画にあつては、可能な限り、機器等を金属製の筐体・金属製の可とう電線管に収納すること又は使用時以外は通電しない運用とすることにより、当該機器の火災に起因して、他の機器等で火災が発生することを防止するとともに、消火活動が困難とならないように、可燃性物質の量を少なく管理することにより、煙の発生を抑えるものとする。</p> <p>(i) 可搬式消火器の設置</p> <p>a. 原子炉施設で保有するABC消火剤の量は、火災区画の可燃性物質の量に対して、初期消火の成否を考慮した上で十分な量を備えるものとする。</p> <p>b. 可搬式消火器は、各火災区画において、それぞれの可搬式消火器に至る歩行距離が20m（大型消火器の場合は30m）以下となるように各階ごとに設置する。火災区画内に可搬式消火器を設置しない場合は、当該火災区画の入口から歩行距離が20m（大型消火器の場合は30m）以下となる場所に設置する。</p> <p>c. 中央制御室には、ABC消火器に加えて、二酸化炭素消火器を設置する。</p> <p>d. ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、可搬式消火器（ABC消火器）を設置しないものとする。</p> <p>(ii) 可搬式消火器の自然現象に対する機能、性能の維持</p> <p>a. 敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）によれば、最低気温は-12.7℃であり、可搬式消火器は、使用温度範囲が当該最低気温に適切な余裕を考慮したものを使用することにより凍結を防止する。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>b. <u>可搬式消火器及びハロン消火設備は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように屋内に設置することを基本とする。ただし、可搬式消火器を屋外に設置する場合は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように、格納箱等に収納する等の対策を講じる。</u></p> <p>c. <u>可搬式消火器は、地震や振動により転倒しないように転倒防止措置を講じる。</u></p> <p>(iii) <u>可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響</u></p> <p><u>可搬式消火器（二酸化炭素消火器）については、消火剤の性状により、設置場所で破損した場合であっても、機器等に影響を及ぼすことはない。可搬式消火器（ABC消火器）については、転倒・落下し破損しないように転倒防止措置を講じる。</u></p> <p><u>また、可搬式消火器は、誤作動又は誤操作を防止するため、訓練を受けた運転員等が使用するものとする。</u></p> <p>(b) <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）</u></p> <p><u>固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する火災時に煙の充満により消火活動困難となる火災区画は、基本的に、火災の等価時間が20分以上となる火災区画とする。</u></p> <p>(i) <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）の主な仕様</u></p> <p>a. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤には、ハロン1301を使用する。</u></p> <p>b. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤の量は、消防法に基づくものとする。</u></p> <p>c. <u>中央制御室から固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動装置の設置場所に20分以内にアクセスすることができる場合、固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、現場（火災範囲外）に設置した起動装置による手動起動とすることを基本とする。ただし、原子炉附属建物のケーブル室は、多くのケーブルを有すること、狭いこと、及びケーブル室に設置する中央制御室の制御盤等のケーブルについて、当該制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、火災の影響を軽減できるように、当該室の固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、自動起動とする。</u></p> <p>d. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備より電源を供給するものとする。</u></p> <p>e. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）が故障した場合には、中央制御室に故障警報を吹鳴するものとする。</u></p> <p>f. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、作動前に運転員等の退出ができるように警報を吹鳴するものとする。</u></p> <p>(ii) <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）の自然現象に対する機能、性能の維持</u></p> <p>a. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）に使用する消火剤（ハロン1301）の凝固点（約-168℃）は低く、凍結するおそれはない。</u></p> <p>b. <u>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように、建物内に設置するものとする。</u></p> <p>c. <u>火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における固定式消火設備（ハロン消火設備）は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないものとする。固定式消火設備（ハロン消火設備）は、地震における地盤変位対策として、屋外と連結する配管を設置しないものとする。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.5.6 火災の影響軽減</p> <p>(1) 火災区画等の分離</p> <p>火災発生により他の区域・区画の火災防護対象設備に影響を及ぼさないために、火災区画等は、耐火壁、防火戸、防火ダンパ及び貫通部シール（不燃性パネル又は不燃性パテを使用）により分離する。なお、火災区画等で可燃物を保管する場合は、金属製のキャビネット等に収納する。金属製のキャビネット等以外で保管する場合は、「1.5.7 火災の影響評価」に基づき実施する火災の影響評価において設定した各火災区画等の仮置き可燃物の制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備と適切に分離されるように、その離隔距離等を管理する。</p> <p>また、非常用ディーゼル電源系のうち、火災発生リスクの高いケーブル（印加電圧が480Vを超えるもの）の敷設ルートは、他のケーブル等への影響がないように、離隔距離を確保又は電線管を用いて施工する。さらに、地下階に設置されているディーゼル発電機及びボイラー設備に使用する重油の貯蔵タンク内のベーパーが建物内に滞留しないよう、これらのタンクにはベント管を設けるものとし、ベーパーを屋外に放出・拡散させるものとする。</p> <p>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停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <p>(2) ナトリウム漏えいに係る影響の軽減</p> <p>ナトリウムを保有する区画には、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置し、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止することで火災の影響を軽減する。</p> <p>1次冷却材を内包する機器・設備を二重構造とし、二重壁内を窒素雰囲気として、1次冷却材が漏えいした場合であっても、当該ナトリウムが燃焼することを防止する。また、原子炉運転中においては、1次冷却材を内包する機器・設備が設置される格納容器（床下）を窒素雰囲気とし、万一、1次冷却材が二重壁外へ漏えいした場合であっても、当該ナトリウムが燃焼することを防止する。</p> <p>2次冷却材を内包する機器が設置される主冷却機建物においては、多量のエアロゾルの発生を想定し、その拡散を防止するため、換気空調設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものとし、他の区画等への影響を軽減する。また、2次冷却材が漏えいした場合には、系統のナトリウムをドレンし、漏えい量を低減し、火災の影響を軽減する。</p> | <p>(iii) 固定式消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）に使用する消火剤（ハロン1301）は、電気絶縁性が高いため、金属への直接影響は小さい。また、沸点が低く揮発性が高く腐食生成物であるフッ素等の機器等への残留は少ないため、機器への影響も小さい。</p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）が破損、誤作動又は誤操作した場合の濃度は、ハロン1301の無毒性濃度と同等の濃度である。当該濃度は、雰囲気中の酸素濃度を低下させる濃度ではないため、酸欠に至ることもない。</p> <p>1.5.5.3 一般火災の影響軽減</p> <p>設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、一般火災の影響軽減について、以下のとおり設計する。</p> <p>(1) 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異なる火災区画に設置することを基本とする。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の耐火壁の耐火能力は、当該火災防護対象機器等の配置及び火災の等価時間を考慮して設定する。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の火災の等価時間が3時間を超え、かつ、隣接する火災区画に系列の異なる当該火災防護対象機器等を設置する場合は、火災区画間の耐火壁を3時間以上の耐火能力を有するものとするか、隣接する火災区画の系列の異なる当該火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて3時間以上の耐火能力を有するものとする。</p> <p>(2) 系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制御室及びケーブル室を除き、相互の系統分離を以下のいずれかにより行う設計とする。</p> <p>a. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。</p> <p>b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央制御室から手動起動装置の設置場所まで速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は、自動消火設備の設置に代えて、手動操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで速やかに移動し、消火活動を行うことができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可搬式消火器による消火を行うものとする。</p> <p>(3) 中央制御室及びケーブル室における火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。</p> <p>(i) 中央制御室に対する火災の影響軽減</p> <p>中央制御室の制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、一つの制御盤等に系列の異なるケーブルが接続されることを踏まえて、以下により火災の影響軽減を行う設計とする。</p> <p>① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p><u>火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列のケーブルについて、盤内は狭く耐火壁により1時間の耐火能力を確保することはできないものの、可能な限り耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。</u></p> <p>② <u>火災の早期感知</u></p> <p><u>中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。</u></p> <p><u>常駐する運転員による火災の早期感知に努めるとともに、火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の異なる火災防護対象ケーブルを接続する制御盤等は、早期に火災を感知し、火災の影響を軽減するため、盤に煙感知器を設置する。当該煙感知器は、中央制御室に設置する煙感知器よりも早期に火災を感知できるものとする。</u></p> <p>③ <u>火災の早期消火</u></p> <p><u>中央制御室内には、可搬式消火器として、ABC消火器に加えて、電気機器への悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。</u></p> <p><u>常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の影響を軽減するため、1～2本の二酸化炭素消火器による消火を行う。当該消火活動の際には、二酸化炭素が局所的に滞留することによる人体への影響を考慮して、中央制御室に設置する二酸化炭素濃度計を携帯する。常駐する運転員による火災の早期感知及び消火を図るため、消火活動の手順を定めて、定期的に訓練を実施する。</u></p> <p><u>また、中央制御室には、煙の充満により消火活動に支障を来さないように、排煙設備を設置する。</u></p> <p>(ii) <u>ケーブル室に対する火災の影響軽減</u></p> <p><u>中央制御室の下方に位置するケーブル室においては、多くのケーブルを有すること、狭いこと、及びケーブル室に有する中央制御室の制御盤等のケーブルについて、当該制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、中央制御室の制御盤等に接続する箇所でケーブルが近接することを踏まえて、以下により火災の影響軽減を行う設計とする。</u></p> <p>① <u>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルは、施工に必要な隙間を確保できる範囲において、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。当該耐火シートを敷設した電線管を敷設することができない中央制御室の制御盤等に接続する狭隘部には、1時間の耐火能力を確保することはできないものの、耐火能力を有する耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。</u></p> <p>② <u>火災の早期感知</u></p> <p><u>ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p><u>ケーブルの火災を早期に検知し、火災の影響を軽減できるよう、検知装置として光ファイバ温度センサを設置する。</u></p> <p><u>なお、光ファイバ温度センサは、消火後の状況を確認することにも使用することができる。</u></p> <p>③ <u>火災の早期消火</u></p> <p><u>ケーブル室には、自動起動又は現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動することができる固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。</u></p> <p><u>当該固定式消火設備（ハロン消火設備）は、光ファイバ温度センサが作動し、中央制御室に警報が発せられた場合、現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動するものとする。当該固定式消火設備（ハロン消火設備）の手動起動は、ケーブル室の火災感知器が作動する前に行う操作であり、その際には、ケーブル室内において、光ファイバ温度センサが誤作動したものではないことを確認するため、中央制御室には、手動起動装置を設置しないものとする。</u></p> <p><u>また、当該固定式消火設備（ハロン消火設備）は、複数の感知器が作動した場合に自動起動するものとする。万一、自動起動しなかった場合には、現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動するものとする。</u></p> <p>④ <u>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内での火災</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内の火災については、電線管内で窒息消火されるよう当該電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞する。</u></p> <p><u>また、上記電線管内で火災が発生した場合には、当該電線管内のケーブルが断線、地絡又は短絡するため、警報や指示値の異常が発生する。当該警報や指示値の異常を確認し、原子炉の停止を行い、その後、火災の発生場所を特定して復旧することとし、上記電線管内には光ファイバケーブルを敷設しないものとする。万一、上記電線管内で窒息消火されず、電線管の外部に延焼した場合には、「1.5.5.3 (3) (ii) ①～③」の対策により、火災の影響を軽減することができる。</u></p> <p><u>(4) 換気設備は、他の火災区画の火、熱又は煙が、火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画に悪影響を及ぼさないように、防火ダンパを設置する。当該防火ダンパを設置する換気設備のフィルタには、フィルタの延焼を防護するため、チャコールフィルタを除き、「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人 日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する。</u></p> <p><u>(5) 運転員が常駐する中央制御室には、火災時の煙を排気できるように、建築基準法が定める構造方法に準じた排煙設備を設置する。</u></p> <p><u>なお、当該排煙設備は、中央制御室専用であるため、排気に伴う放射性物質の環境への放出を考慮する必要はない。</u></p> <p><u>(6) 地下階に設置される燃料油（重油）の貯蔵タンク内のベーパーが建物内に滞留しないよう、当該タンクにはベント管を設け、ベーパーを屋外に排気できるものとする。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>(7) 火災区画で可燃性物質を保管する場合は、原則として、建設省告示第1360号において定められた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、「1.5.5.5 一般火災の影響評価」に基づき実施する一般火災の影響評価において設定する可燃性物質の制限量を超えないように、管理するとともに、発火源や火災防護対象機器等と適切に分離されるように、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 の分離距離を準用し、可燃性物質の位置を管理する。さらに、当該可燃性物質は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。</p> <p>1.5.5.4 個別の火災区域又は火災区画における留意事項</p> <p>以下に示す火災区域又は火災区画は、それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる。</p> <p>(1) ケーブル処理室</p> <p>本原子炉施設においてケーブル処理室には、原子炉附属建物中2階のケーブル室が該当する。ケーブル室は、1箇所の入口を設置する設計とするとともに、ケーブルトレイ間は、幅0.9m、高さ1.5m未満の分離となる設計とするが、ケーブル室内に消防隊員が入室しなくとも消火が行えるよう、自動起動の固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する設計とする。</p> <p>また、ケーブルトレイ間は、幅0.9m、高さ1.5m未満の分離となる設計とするが、「1.5.5.3 (3) (ii)」に示す対策を講じることにより火災の影響を軽減する設計とする。</p> <p>(2) 電気室</p> <p>本原子炉施設において電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。</p> <p>(3) 蓄電池室</p> <p>蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気設備は、一般社団法人電池工業会「蓄電池に関する設計指針 (SBA G 0603-2001)」による水素の排気に必要な換気量以上とし、蓄電池室の水素濃度が2%を十分下回るように維持できるように設計する。当該換気設備が故障した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>(4) ポンプ室</p> <p>火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器のうち、ポンプの設置場所は、体積が大きい等、火災時に煙の充満により消火活動が困難となるおそれは小さい。当該ポンプ室における消火に当たっては、空気呼吸器等を装備するものとし、運転員等の安全には十分留意するとともに、可搬型の排煙装置を準備し、必要な場合には、扉の開放や当該装置により換気し、呼吸具の装備及び酸素濃度の測定をし安全確認後に入室する設計とする。</p> <p>(5) 中央制御室等</p> <p>中央制御室等（中央制御室空調再循環運転時に閉回路を構成する範囲）と他の火災区画の空調換気設備の貫通部には、防火ダンパを設置する設計とする。</p> <p>中央制御室等の床のカーペットは、消防法施行令第4条の3に基づく防火性能を有するものを使用する設計とする。</p> <p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、水冷却池において、水中に設置されている。当該貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保する設計とする。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1. 5. 7 火災の影響評価</p> <p><u>火災防護対象設備については、ケーブル火災、潤滑油及び燃料油の火災並びに仮置き可燃物による火災を想定した影響評価を行い、その安全機能が損なわれないように設計する。</u></p> <p>(なし)</p> | <p><u>新燃料貯蔵設備では、床面で吊り下げられた収納管に新燃料等を収納する。新燃料等が臨界に達するおそれがないように、収納管を適切な間隔を有するように配列した設計とするとともに、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができるように設計する。</u></p> <p><u>(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備</u></p> <p><u>原子炉建物及び原子炉附属建物において、廃ガス処理室、廃液タンク室、アルコール廃液タンク室の火災区画に関連する空調換気設備は、当該火災区画の空気を排気ラインに設けたフィルタを介して、主排気筒に導入し、外部に放出するものとし、環境への放射性物質の放出を防ぐことができる設計とする。</u></p> <p><u>なお、これらの火災区画では、水による消火活動を実施しない。</u></p> <p><u>気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備は、不燃性材料(鉄鋼又は金属板)で構成されるため、火災によって機能が影響を受けることはない。</u></p> <p><u>使用済イオン交換樹脂は、ステンレス鋼製容器に、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、金属製容器又は金属製保管庫に貯蔵する。</u></p> <p><u>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備においては、冷却が必要な崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない。金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は除去用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。</u></p> <p>1. 5. 5. 5 一般火災の影響評価</p> <p><u>設計基準において想定される一般火災(ナトリウム燃焼に伴う一般火災の重量を含む。)に対して、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、原子炉の安全停止が達成できることを以下により評価する。</u></p> <p><u>(i) 火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区画内の火災の等価時間を算出する。</u></p> <p><u>(ii) 火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区画に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が適切であること、並びに隣接する火災区画への火災の伝播を評価する。</u></p> <p><u>(iii) 設計基準において想定される火災による火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等への影響を確認する。</u></p> <p>1. 5. 6 手順等</p> <p><u>(省略)</u></p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.6 溢水による損傷の防止に係る設計）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>1.6 溢水による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.6.1 溢水の防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。</p> <p><u>溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって、当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの（当該区画に管理区域外との連絡通路（扉等）があるもの）を対象とし、堰を設ける等の措置を講じる。</u></p> <p>1.6.2 溢水防護対象設備</p> <p>原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を溢水防護対象設備とする。</p> <p><u>(1) MS-1のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>(2) MS-1のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器（1次主循環ポンプポニーモータを除く）</u></p> <p><u>(3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>(4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器</u></p> | <p>1.6 溢水による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.6.1 溢水の防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。</p> <p><u>なお、原子炉施設において、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれがある溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。</u></p> <p>1.6.2 溢水防護対象機器</p> <p>原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な溢水防護対策を講じる設計とする。</p> <p><u>安全機能の重要度分類から以下の(1)～(3)の構築物、系統及び機器を溢水防護対象機器（溢水防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを含む。）として選定する。</u></p> <p><u>(1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。以下「原子炉の安全停止に係る機器等」という。）</u></p> <p><u>原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</u></p> <p><u>① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>② 炉心形状の維持機能（PS-1）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>③ 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（MS-1）に属する構築物、系統及び機器の一部</u></p> <p><u>④ 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>⑤ 原子炉冷却材バウンダリ機能（PS-1）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>⑥ 2次冷却材を内蔵する機能（通常運転時の炉心の冷却に関連するもの）（PS-3）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能（MS-1）に属する構築物、系統及び機器の一部</u></p> <p><u>⑧ 事故時のプラント状態の把握機能（MS-2）に属する構築物、系統及び機器</u></p> <p><u>⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）に属する構築物、系統及び機器の一部</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>⑩ 制御室外からの安全停止機能 (MS-3) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑪ 通常運転時の冷却材の循環機能 (PS-3) に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑫ プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。) (PS-3) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑬ 安全上特に重要な関連機能 (MS-1) 及び安全上重要な関連機能 (MS-2) に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器 (関連する補機を含む。以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」という。)</p> <p>放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>① 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 (MS-1) に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>② 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>③ 放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>④ 安全上特に重要な関連機能 (MS-1) 及び安全上重要な関連機能 (MS-2) に属する構築物、系統及び機器の一部</p> <p>⑤ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機能 (PS-2) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑥ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 (PS-2) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑦ 燃料を安全に取り扱う機能 (PS-2) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑧ 放射性物質の貯蔵機能 (PS-3) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 (PS-3) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器 (関連する補機を含む。以下「使用済燃料の冠水等に係る機器等」という。)</p> <p>使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>① 燃料プール水の保持機能 (MS-2) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>② 燃料プール水の補給機能 (MS-3) に属する構築物、系統及び機器</p> <p>溢水防護対策については、本原子炉施設の安全上の特徴並びに原子炉の安全停止に係る機器等、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等、使用済燃料の冠水等に係る機器等有する安全機能、配置、構造及び動作原理に係る以下の2つの観点を検討することを基本とし、溢水による機能への影響を判断して決定する。</p> <p>(1) 環境条件から溢水が発生しないため、溢水によって、その機能が影響を受けない。</p> <p>(2) 密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、溢水によって、その機能が影響を受けない。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1.6.3 溢水の影響評価</p> <p>溢水防護対象設備については、以下の溢水を想定した影響評価を行い、没水及び被水により、その安全機能が損なわれないように設計する。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>① 高エネルギー配管*1 (完全全周破断) からの溢水<br/>*1 呼び径&gt;25A (1B)<br/>運転温度&gt;95℃又は運転圧力&gt;1.9MPa [gage]</p> <p>② 低エネルギー配管*2 (配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック) からの溢水<br/>*2 呼び径&gt;25A (1B)<br/>運転温度≤95℃かつ運転圧力≤1.9MPa [gage]<br/>(ただし、静水頭圧の配管は除く。)</p> <p>(2) 原子炉施設内で生じる異常状態 (火災を含む。) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>① 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>② 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>① 原子炉施設内に設置された機器の破損による漏水 (耐震重要度分類B、Cクラス機器の破損)</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水</p> | <p>1.6.3 溢水源の想定</p> <p>溢水防護対象機器については、<u>「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、以下の溢水を想定した影響評価を行い、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれないように設計する。また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水については、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。</u></p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>① 高エネルギー配管*1 (完全全周破断) からの溢水<br/>*1 呼び径&gt;25A (1B)<br/>運転温度&gt;95℃又は運転圧力&gt;1.9MPa [gage]<br/><u>(ただし、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては除外可能)</u></p> <p>② 低エネルギー配管*2 (配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック) からの溢水<br/>*2 呼び径&gt;25A (1B)<br/>運転温度≤95℃かつ運転圧力≤1.9MPa [gage]<br/>(ただし、静水頭圧の配管は除く。)</p> <p>(2) 原子炉施設内で生じる異常状態 (火災を含む。) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>① 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 <u>(ただし、原子炉施設は、当該設備を有しない。)</u></p> <p>② 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>① 原子炉施設内に設置された機器の破損による漏水 (耐震重要度分類B、Cクラス機器の破損)</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水</p> <p>1.6.4 溢水防護区画の設定</p> <p><u>溢水防護区画は、基本的に壁、扉で区切られた部屋単位とし、溢水防護対象機器が設置されている全ての区画、中央制御室、及び現場操作が必要な場合には、設備へのアクセス通路について設定する。ただし、「環境条件から明らかに溢水が発生しない」、「密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の影響が生じない」の条件を満足する溢水防護対象機器にあっては、溢水防護区画の設定を除外できるものとする。また、溢水防護対象機器に関連するケーブル類は、端部 (電源盤等) を除き、その被覆等により、溢水の影響を受けないと判断できるため、溢水防護区画の設定の対象外とする (溢水の影響を受けないと判断できない場合を除く。)。さらに、必要に応じて、堰等も区画に用いるものとする。</u></p> <p>1.6.5 没水の影響への対策</p> <p><u>想定される溢水により、溢水防護対象機器が、没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。</u></p> <p><u>(1) 溢水源を保有する区画には、基本的に、漏水検知器又は漏油検知器を設置する。吹き抜</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p><u>け等を有する区画にあっては、最下層に検知器を設置する。</u></p> <p><u>漏水検知器又は漏油検知器は、溢水の発生を確実に検知できる位置に設置する。</u></p> <p><u>漏水検知器又は漏油検知器により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。現場操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。また、中央制御室には、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備し、必要に応じて持参できるものとする。</u></p> <p><u>漏水検知器及び漏油検知器は、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とするとともに、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。</u></p> <p><u>(2) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫通部密封処理等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁や止水板、貫通部密封処理等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」におけるWs-3以上の等級を有するもの又は相当品とする。</u></p> <p><u>(3) 溢水防護対象機器の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象機器の機能喪失高さが、溢水水位を上回る設計とする。</u></p> <p><u>1.6.6 被水の影響への対策</u></p> <p><u>想定される溢水により、溢水防護対象機器が、被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。</u></p> <p><u>(1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫通部密封処理等による流入防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、貫通部密封処理等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」におけるWs-3以上の等級を有するもの又は相当品とする。</u></p> <p><u>(2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。</u></p> <p><u>(3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器を用い、被水の影響を受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP*4）以上）を講じる。</u></p> <p><u>(4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行い、被水の影響を受けない設計とする。</u></p> <p><u>(5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。</u></p> |

1.6.7 蒸気の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 想定される蒸気の発生源は、空調設備等に使用するボイラー蒸気設備であり、当該温度・圧力が、約 160℃・約 0.6MPa と比較的低いことに鑑み、検知器として、火災感知器（アナログ式の煙感知器）を流用する。蒸気の放出を検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁や貫通部密封処理による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。壁や貫通部密封処理は、放出された蒸気流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。
- (3) 溢水防護対象機器が、蒸気に直接曝されることがないように防護板による防護措置を行う。また、当該蒸気が、溢水防護区画内に拡散することによる雰囲気温度の上昇を抑制し、溢水防護対象機器の安全機能が損なわれないように対策する。
- (4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。蒸気の影響により安全機能を損なうおそれのある機器の計器については、蒸気環境下に耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP\*7）以上）を講じる。

1.6.8 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策

想定される溢水により、放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
- (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差や堰、止水板等を設けることにより非管理区域側へ漏えいすることを防止する。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の等級を有するもの又は相当品とする。

1.6.9 溢水の影響評価1.6.9.1 溢水量の想定

- (1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出する。溢水量を算出する際の運転員による対応として、設備の配置やアクセス性等を基に設定した以下の時間を考慮する。

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>a. <u>漏えい発生から漏えい検知までの時間</u></p> <p>b. <u>現場への移動時間 ※ 管理区域への入域はチェンジングに要する時間を含む。</u></p> <p>c. <u>(現場) 漏えい箇所特定に要する時間</u></p> <p>d. <u>弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間</u></p> <p>(2) <u>原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物において放水設備を有しない。</u></p> <p>(3) <u>地震による機器の破損 (スロッシングを含む。) により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動 Ss によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。</u></p> <p><u>1.6.9.2 溢水経路の想定</u></p> <p>(1) <u>溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。</u></p> <p>(2) <u>溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとする。</u></p> <p>(3) <u>放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。</u></p> <p><u>1.6.9.3 溢水の影響評価</u></p> <p>(1) <u>原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象機器への影響評価</u></p> <p><u>溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、想定した溢水に対して、影響評価を行い、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれることがないことを確認する。なお、内部溢水により、原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合について、原子炉の安全停止に係る機器等は、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれない設計としていることから、内部溢水による外乱は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起回事象の発生に留まり、安全解析に影響を及ぼさない。</u></p> <p><u>溢水防護対象機器に対する没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象機器の安全機能を損なうおそれがある高さ (以下「機能喪失高さ」という。) を設定し、発生した溢水による水位 (以下「溢水水位」という。) が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象機器が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象機器の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。</u></p> <p><u>溢水防護対象機器に対する被水 (蒸気を含む。) の影響評価では、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水や溢水源からの漏えい蒸気の拡散等により、安全機能を損なうおそれがないことを評価する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p>なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。</p> <p>(2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価</p> <p>放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水について、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差や堰、止水板を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。</p> <p>1.6.10 手順等</p> <p>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、溢水について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関すること</u></li> <li>・ <u>必要な要員の配置に関すること</u></li> <li>・ <u>教育及び訓練に関すること</u></li> <li>・ <u>必要な資機材の配備に関すること</u></li> </ul> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計）】

| 変更前 (R3.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.7.1 基本方針</p> <p>安全施設は、想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災が発生した場合において、<u>また、敷地及びその周辺において想定される航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。</u></p> | <p>1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.7.1 基本方針</p> <p><u>自然現象（地震及び津波を除く。）及び敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）について、網羅的に抽出するために、「Specific Safety Requirements (No. SSR-3)」の「5. SITE EVALUATION FOR RESEARCH REACTOR FACILITIES」及び「Appendix APPENDIX I SELECTED POSTULATED INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考に、以下の事象を選定した。</u></p> <p><u>【自然現象】</u></p> <p><u>洪水／降水／風（台風）／凍結／積雪／落雷</u></p> <p><u>地滑り／生物学的事象／竜巻／火山の影響／森林火災</u></p> <p><u>【人為事象】</u></p> <p><u>航空機落下／ダムの崩壊／爆発／有毒ガス／船舶の衝突／電磁的障害／近隣工場等の火災</u></p> <p>安全施設は、<u>原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>なお、敷地で想定される自然現象のうち、高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</u></p> <p><u>自然現象の組合せにおいては、以下の荷重の組合せを考慮した設計とする。</u></p> <p><u>(1) 「竜巻」＋「積雪」</u></p> <p><u>(2) 「火山の影響」＋「風（台風）」＋「積雪」</u></p> <p><u>上記に加え、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に考慮した設計とする。</u></p> <p><u>また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害）に対して、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて、設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</u></p> <p><u>「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。</u></p> <p><u>(i) クラス1</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計（竜巻、森林火災及び近隣工場等の火災（以下「外部火災」という。）を除く。）</p> <p>安全施設については、以下の事象を想定し、安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>(1) 洪水・降水<br/>敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水・降水による被害は考えられない。したがって、洪水・降水を考慮する必要はない。</p> <p>(2) 風（台風）<br/>敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録（1937年～2013年）によれば44.2m/s（1939年8月5日）である。屋外に位置する安全施設のうち、風（台風）により安全機能を損なうおそれのあるものは、<u>風荷重に対する設計を、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行い、安全機能を損なわないように設計する。</u></p> <p>(3) 凍結</p> | <p>(ii) クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器<br/><u>耐竜巻設計、耐降下火砕物設計、耐外部火災設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設、降下火砕物防護施設、外部火災防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻、火山の影響及び外部火災（森林火災及び近隣工場等の火災）により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含めて、安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p>1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計（<u>火山の影響</u>、竜巻、森林火災及び近隣工場等の火災（以下「外部火災」という。）を除く。）</p> <p>1.7.2.1 <u>安全施設の設計方針</u><br/>安全施設については、以下の事象を想定し、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(1) 洪水<br/>敷地は鹿島台地（茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地（標高：約38m））にあり、<u>また、原子炉施設は、T.P. +約35m～+約40mに位置する。敷地周辺に潤沼（標高：約0m）が存在する。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、その水位は、T.P. +約29mである（水深：約6m）。地形的にみて洪水による被害は考えられない。したがって、洪水を考慮する必要はない。</u></p> <p>(2) 降水<br/><u>屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方気象台で記録されている1時間降水量の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水を防止することで、安全機能を損なわない設計とする。なお、これを上回る降水に対しては、表流水のほとんどは夏海湖に集まり、敷地の北側から一般排水溝に流れる経路となる。</u></p> <p>(3) 風（台風）<br/>敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録（1937年～2013年）によれば44.2m/s（1939年8月5日）である。屋外に位置する安全施設のうち、風（台風）により安全機能を損なうおそれのあるものは、<u>建築基準法及び同施行令第87条第2項及び第4項に基づく建設省告示第1454号より設定した設計基準風速（34m/s、地上高10m、10分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。</u><br/><u>なお、風（台風）に伴う飛来物による影響は、竜巻影響評価にて想定する設計飛来物の影響に包絡される。</u><br/><u>ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷及び高潮が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、個々の事象として考えられる影響と変わらない。高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</u></p> <p>(4) 凍結</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年～2013年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)、月平均最低気温は-3.1℃(1月)である。屋外に位置する安全施設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、上記の最低気温に、適切な余裕を考慮し、<u>凍結を防止することで、安全機能を損なわないように設計する。</u></p> <p>(4) 積雪<br/>水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば、積雪量の日最大値は32cm(1945年2月26日)である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を損なうおそれのあるものは、<u>茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行うことで、安全機能を損なわないようにする。</u></p> <p>(5) 落雷<br/>雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ20mを超える安全施設には<u>避雷針</u>を設ける。また、<u>避雷針の接地極</u>として、<u>接地網</u>を布設して接地抵抗の低減を図る。</p> <p>(6) 地滑り<br/>大洗研究所(南地区)の敷地には、<u>地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。</u>したがって、地滑りを考慮する必要はない。</p> <p>(7) 生物学的事象<br/>海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物等の発生による影響を軽減し、<u>関連する安全施設の安全機能を損なわないようにする。</u>また、<u>小動物の侵入については、屋外に設置される端子箱貫通部等をシールすることで、これを防止する。</u></p> <p>(8) 航空機落下</p> | <p>敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年～2013年)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2月5日)、月平均最低気温は-3.1℃(1月)である。屋外に位置する安全施設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、上記の最低気温に、適切な余裕を考慮し、<u>保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことで、安全機能を損なわない設計とする。</u><u>屋内については、建物空調換気設備により環境温度は凍結のおそれのない室温となるため、安全機能は損なわれない。</u></p> <p>(5) 積雪<br/>水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば、積雪量の日最大値は32cm(1945年2月26日)である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を損なうおそれのあるものは、<u>建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則より設定した設計基準積雪量(30cm)の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。</u><br/><u>なお、設計値(30cm)を上回るような積雪事象は、気象予報により事前に予測が可能であり、進展も緩やかであるため、建物屋上等の除雪を行うことで積雪荷重を低減させる。</u></p> <p>(6) 落雷<br/>雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ20mを超える安全施設には<u>避雷設備</u>を設ける。また、<u>避雷設備の接地極</u>として、<u>接地網</u>を敷設して接地抵抗の低減を図る。<br/><u>なお、避雷設備については、2003年にJIS A 4201-1992「建築物等の避雷設備(避雷針)」から改正されたJIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベルIに適合するものとする。</u><br/><u>雷サージの侵入に対して、原子炉保護系のロジック盤における計装ケーブル及び制御ケーブルには、鋼製管体(鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管を含む。)や金属シールド付ケーブルの適用により雷サージの侵入を抑制する。屋外に位置する安全施設における屋外敷設制御・計測ケーブルについても同様とする。なお、雷サージに起因して外部電源を喪失した場合、原子炉はスクラム(自動停止)する。</u></p> <p>(7) 地滑り<br/>大洗研究所(南地区)の敷地には、<u>設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1項において「変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。</u>したがって、地滑りを考慮する必要はない。</p> <p>(8) 生物学的事象<br/>海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物の発生による影響を軽減し、<u>関連する安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</u>また、<u>屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、小動物の侵入を防止する設計とする。</u></p> <p>(9) 航空機落下</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等を準用して評価した結果、約 <math>8.8 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を下回る。<u>これにより、航空機落下による損傷の防止は、設計上考慮しないものとする。</u></p> <p>(9) ダムの崩壊<br/>原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及ぼすようなダムはない。したがって、ダムの崩壊を考慮する必要はない。</p> <p>(10) 爆発<br/>原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する必要はない。</p> <p>(11) 有毒ガス<br/>原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。<u>したがって、有毒ガスを考慮する必要はない。</u></p> <p>(12) 船舶の衝突<br/>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所（南地区）の北方約5kmに大洗港があるが、<u>原子炉施設からは十分離れている。</u>したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p> <p>(13) 電磁的障害<br/>(省略)</p> | <p>航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等を準用して評価した結果、約 <math>8.8 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を下回る。<u>したがって、航空機落下を考慮する必要はない。</u></p> <p>(10) ダムの崩壊<br/>原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究所（南地区）の敷地から北西方向約20kmの地点に那珂川より取水した水を貯留する楮川ダムが存在するが、<u>敷地との距離が十分離れている。</u>原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及ぼすようなダムはない。したがって、ダムの崩壊を考慮する必要はない。</p> <p>(11) 爆発<br/>大洗研究所（南地区）敷地外10km以内の範囲において、<u>石油コンビナート施設及び液化天然ガス（LNG）基地は存在しない。</u>原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する必要はない。</p> <p>(12) 有毒ガス<br/>中央制御室については、<u>外気の取り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるものとする。</u>また、敷地内外において、<u>有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれの確認された場合には、原子炉を停止する。</u><br/>なお、原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。また、敷地内にある場合は、<u>有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を、屋内で取り扱っており、屋外の固定源（屋外タンク）及び可動源（タンクローリー）を有しない。</u>敷地に隣接する国道51号線では、<u>予期せず発生する有毒ガスを想定する。</u>原子炉施設には、<u>空気呼吸器を配備し、定期的に装備装着訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。</u>空気ポンベの容量は、<u>5名の要員を想定し、6時間の対応が可能なものとする。</u>なお、海上において船舶から発生する有毒ガスについては、<u>国道51号線での発生で代表する。</u></p> <p>(13) 船舶の衝突<br/>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所（南地区）の北方約5kmに大洗港があり、<u>T.P. + 約35m～+ 約40mに位置する原子炉施設の東側約400mに海岸がある。</u>原子炉施設から十分離れていること及び原子炉施設は海水を取水源としていないことから、<u>船舶の衝突や座礁による影響（重油等の流出を含む。）はない。</u>したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p> <p>(14) 電磁的障害<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.2.2 手順等<br/><u>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、自然現象（地震、津波、外部火災、降下火砕物及び竜巻を除く。）対策について、以下の</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1.7.3 耐竜巻設計</p> <p>1.7.3.1 竜巻防護施設</p> <p><u>竜巻防護施設は、想定される竜巻が発生した場合において、安全機能を損なわないように設計する。竜巻防護施設は、「1.2.4 重要安全施設の選定」に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。なお、耐竜巻設計にあつては、竜巻防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。</u></p> | <p><u>内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>有毒ガスが発生した場合の措置に関すること。</u></li> <li>・ <u>設計値（30cm）を上回るような降雪が気象予報により予測された場合には、建物や屋外の設備に長期間積雪による荷重を掛け続けないこと。</u></li> </ul> <p>1.7.3 耐竜巻設計</p> <p>1.7.3.1 竜巻防護施設</p> <p><u>安全施設が竜巻に対して、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわないよう、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を適切に設定し、以下の事項に対して対策を行い、外殻による防護、構造健全性の維持、代替措置や修復等によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>また、安全施設は、設計荷重による波及的影響によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. <u>飛来物の衝突による施設の貫通及び裏面剥離</u></li> <li>b. <u>設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物等による衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びにその他の組合せ荷重（常時作用している荷重、運転時荷重、竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重</u></li> <li>c. <u>竜巻による気圧の低下</u></li> </ul> <p><u>耐竜巻設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器に影響評価の対象とする。</u></p> <p><u>想定される竜巻に対する影響を評価し、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が、外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講じる措置による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含めて安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p>1.7.3.2 評価方針</p> <p><u>後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響評価にあつては、竜巻防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される竜巻の特性値及び当該竜巻に対する影響を、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻ガイド」という。）を参考にして設定、評価し、外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講じる措置による防護により、その安全機能が維持されることを確認する。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含め安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p>1.7.3.3 評価対象施設の抽出</p> <p><u>竜巻の影響評価を行う竜巻影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）<u>重要安全施設を内包し保護する外殻施設</u> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物、主冷却機建物</u></li> </ul> </li> </ul> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正) | 変更後  |
|-------------------|--|
|                   | <p>(2) 外殻で保護されない重要安全施設<br/>主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）及び非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔</p> <p>(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設<br/>第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、液体廃棄物処理施設、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備</p> <p>(4) 外殻で保護されない安全施設<br/>主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポスト</p> <p>廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、竜巻が来襲した場合にあっても、影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。</p> <p>一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</p> <p>屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</p> <p>外気と接続されている施設である、中央制御室に関連する空調系（換気空調系）及び非常用ディーゼル電源系に関連する空調系は、設置されている区画と当該施設のダクト内の気圧が同一であるため評価対象施設から除外した。</p> <p>1.7.3.4 波及的影響評価対象施設の抽出<br/>破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性がある施設について、以下の機械的影響及び機能的影響の発生を考慮して抽出した。波及的影響を及ぼし得る施設は主排気筒のみである。</p> <p>(1) 機械的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 隣接している建物・構築物が竜巻より防護すべき施設を内包する施設に接触し、防護対象施設を損傷させる。</li> <li>・ 隣接していない建物・構築物が竜巻により倒壊して防護対象施設を損傷させる。</li> </ul> <p>(2) 機能的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防護対象施設の外気と繋がる部位が、竜巻による風、気圧変化等により損傷を生じ、防護対象施設の機能に影響する。</li> </ul> <p>1.7.3.5 評価対象施設の健全性の確認方法<br/>竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物については、設計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設への影響がないこ</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1.7.3.2 設計竜巻荷重の算定法</p> <p>原子炉施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、原子炉施設周囲の状況等を勘案した上で、設計竜巻の最大風速及び物性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、当該設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを想定して算出する。</p> <p>「添付書類6 9.竜巻」に示したように、設計竜巻の最大風速は92m/sである。なお、耐竜巻設計にあつては、設計竜巻の最大風速(92m/s)に余裕を考慮し、最大風速として100m/sを用いる。設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、避難又は防護柵等設置)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。</p> | <p><u>とを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷による竜巻防護施設への影響がないことを確認する。</u></p> <p><u>竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設である非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び主冷却機のうち屋外(建物屋上)部分については、設計竜巻に対して安全機能を喪失しないことを確認する。</u></p> <p>1.7.3.6 波及的影響の確認方法</p> <p><u>波及的影響評価の対象施設として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影響を与えないことを評価し、確認する。</u></p> <p>1.7.3.7 開口部の評価方法</p> <p><u>外殻施設の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置している箇所については、飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行い、必要に応じて防護策として貫通限界厚さを上回るように、開口部又は開口部から侵入する飛来物が衝突する安全施設を鋼板等で補強する。</u></p> <p>1.7.3.8 設計竜巻荷重の算定法</p> <p>原子炉施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、原子炉施設周囲の状況等を勘案した上で、設計竜巻の最大風速及び物性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、当該設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを想定して算出する。</p> <p>「添付書類6 9.竜巻」に示すように、設計竜巻の最大風速は92m/sである。なお、耐竜巻設計にあつては、<u>将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、設計竜巻の最大風速(92m/s)を安全側に切り上げ、最大風速として100m/sを用いる。</u></p> <p><u>設計飛来物は、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、固定化又は移動)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。</u></p> <p>1.7.3.9 設計飛来物の設定</p> <p><u>原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を行い、現地調査により確認された飛来物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する可能性のある飛来物を抽出する。</u></p> <p><u>設計飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止対策を判定基準とした上で、運動エネルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものとする。飛来物の飛散速度については電力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード”TONBOS”を用いた。当該評価結果を踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材(中・剛)、足場板(中・剛)、ワゴン車(大・柔：飛散時に空中分解しないもの)、コンクリートブロック(小・剛)とした。なお、コンクリートブロックは主冷却機建物屋上(高さ12.5m)からの飛来を想定した。また、竜巻防</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1.7.3.3 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.7.3.3.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態<br/>(省略)</p> <p>1.7.3.3.2 荷重の種類<br/>(省略)</p> <p>1.7.3.3.3 荷重の組合せ<br/>設計竜巻荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物<br/>(省略)</p> <p>(2) 機器・配管系<br/>(i) 通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計竜巻荷重を組み合わせる。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項<br/>(省略)</p> <p>1.7.3.3.4 許容限界<br/>(省略)</p> <p>1.7.3.4 設計における留意事項</p> <p>(1) 設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる波及的影響<br/>竜巻防護施設については、設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる波及的影響(貫通及び裏面剥離)によって、その安全機能を損なわないことを確認するものとする。なお、波及的影響の評価に当たっては、竜巻防護施設の設計に用いる設計竜巻の最大風速を適用する。設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、避難又は防護柵等設置)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。</p> <p>(2) 竜巻随件事象等に対する考慮<br/>竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれが確認された場合には、原子炉を停</p> | <p><u>護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイドに記載されている鋼製材(長さ4.2m×幅0.3m×高さ0.2m、質量135kg、飛来時の水平速度51m/s、飛来時の鉛直速度34m/s)を考慮した。</u></p> <p><u>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については、竜巻防護施設を内包する建物から隔離(屋内への移動を含む。)、固縛又は固定化を行い、確実に飛来物とならない対策を講じる。</u></p> <p>1.7.3.10 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.7.3.10.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.3.10.2 荷重の種類<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.3.10.3 荷重の組合せ<br/>設計竜巻荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 機器・配管系<br/>(i) 通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計竜巻荷重を組み合わせる。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.3.10.4 許容限界<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.3.11 設計における留意事項</p> <p>(1) 設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる影響<br/>設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる影響(貫通及び裏面剥離)によって、その安全機能を損なわないよう設計する。なお、影響評価に当たっては、設計竜巻の最大風速を適用する。<u>外殻施設については竜巻ガイドに記載されている鋼製材の衝突を考慮する。</u></p> <p>設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、固定化又は移動)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。</p> <p>(2) 竜巻随件事象等に対する考慮<br/>竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれが確認された場合には、原子炉を停</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>止する。また、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するために必要な措置（固縛又は避難）を講じる。竜巻随件事象として想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</p> <p>1.7.4 耐降下火砕物設計</p> <p>1.7.4.1 降下火砕物防護施設</p> <p>「添付書類6 8.火山」に示したように、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみである。降下火砕物防護施設は、想定される降下火砕物が発生した場合において、安全機能を損なわないように設計する。降下火砕物防護施設は、「1.2.4 重要安全施設の選定」に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。なお、耐降下火砕物設計にあつては、降下火砕物防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。</p> | <p>止する。また、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するために必要な措置（固縛又は移動）を講じる。竜巻随件事象として想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。<u>一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給するため、他の安全機能を損なうことはない。</u></p> <p><u>溢水に対しては、建物屋外で発生した場合に竜巻防護施設に影響を与えないよう、建物の外壁及び開口部等により浸水しないものとする。竜巻飛来物の衝突及び貫通によって、建物屋上及び室内で発生する溢水にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。</u></p> <p><u>建物付近にて車両火災が発生した場合、建物外壁温度は 200℃を下回るため、安全機能を損なうことはないが、建物外壁面に不燃塗料を塗布し、さらに火災の影響を緩和する。不燃塗料は必要に応じ、一定期間経過後に塗りなおしを実施する。竜巻飛来物が建物を貫通し、建物内部において火災が発生した場合にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。</u></p> <p>1.7.3.12 手順等</p> <p><u>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、竜巻対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻が大洗研究所に到達するおそれが確認された場合の措置に関すること。</li> <li>・竜巻飛来物となりうる物品の管理に関すること。</li> </ul> <p>1.7.4 火山事象防護</p> <p>1.7.4.1 火山事象防護に関する基本方針</p> <p><u>安全施設が火山事象に対して原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能を損なわない設計とする。このため、「添付書類6 8.火山」で評価し抽出された原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物に対して、対策を行い、建物による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>耐降下火砕物設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を降下火砕物防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器に影響評価の対象とする。</u></p> <p>1.7.4.2 評価方針</p> <p><u>後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される降下火砕物に対する影響を評価し、構造、外殻施設又は降下火砕物の除去に係る措置による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、降下火砕物により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含め安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p>1.7.4.3 評価対象施設の抽出</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正) | 変更後  |
|-------------------|--|
|                   | <p><u>降下火砕物の影響評価を行う降下火砕物影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。</u></p> <p><u>(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設</u><br/> <u>原子炉建物 (格納容器を含む。)、原子炉附属建物及び主冷却機建物</u></p> <p><u>(2) 外殻で保護されない重要安全施設</u><br/> <u>主冷却機のうち屋外部分 (屋外ダクト)、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔、排気筒及び吸気系統 (主冷却機建物空調換気設備)</u></p> <p><u>(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設</u><br/> <u>第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備</u></p> <p><u>(4) 外殻で保護されない安全施設</u><br/> <u>主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系 (受電エリア) 及び屋外管理用モニタリングポスト</u><br/> <u>廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、降下火砕物の影響を受けず、安全機能 (放射性物質の貯蔵) を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。</u><br/> <u>一般電源系 (受電エリア) は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</u><br/> <u>屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置 (可搬型測定器) により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</u></p> <p><u>(5) 降下火砕物を含む空気の流路となる施設</u><br/> <u>主冷却機のうち屋外部分 (屋外ダクト)、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び排気筒、主排気筒、中央制御室に係る空調換気設備、空調換気設備 (外気取入口)</u></p> <p><u>(6) 外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設</u><br/> <u>非常用ディーゼル電源系に関連する吸気系統 (主冷却機建物空調換気設備)、原子炉保護系及び関連する計装設備に関連する盤、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤</u></p> <p><u>1.7.4.4 降下火砕物による影響の選定</u><br/> <u>降下火砕物の特徴及び評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して、降下火砕物が直接及び間接的影響 (以下「直接的影響」という。) とそれ以外の影響 (以下「間接的影響」という。) を選定する。</u></p> <p><u>1.7.4.4.1 降下火砕物の特徴</u><br/> <u>各種文献の調査結果より、降下火砕物は以下の特徴を有する。</u></p> <p><u>(a) 火山ガラス片、鉱物結晶片から成る<sup>(5)</sup>。ただし、火山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く<sup>(6)</sup>、主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等又はそれ以下である<sup>(7) (8)</sup>。</u></p> |

| 変更前 (R3. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>(b) <u>硫酸等を含む腐食性のガス（以下「腐食性ガス」という。）が付着している<sup>(5)</sup>。ただし、金属腐食研究の結果より、直ちに金属腐食を生じさせることはない<sup>(9)</sup>。</u></p> <p>(c) <u>水に濡れると導電性を生じる<sup>(5)</sup>。</u></p> <p>(d) <u>湿った降下火砕物は乾燥すると固結する<sup>(5)</sup>。</u></p> <p>(e) <u>降下火砕物粒子の融点は約 1,000℃であり、一般的な砂に比べ低い<sup>(5)</sup>。</u></p> <p><u>1.7.4.4.2 直接的影響</u></p> <p><u>降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を抽出し、評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子を以下のとおり選定する。</u></p> <p><u>(1) 荷重</u></p> <p><u>「荷重」について考慮すべき影響因子は、建物及び屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」である。</u></p> <p><u>(2) 閉塞</u></p> <p><u>「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」及び降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）」である。</u></p> <p><u>(3) 摩耗</u></p> <p><u>「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」及び降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）」である。</u></p> <p><u>(4) 腐食</u></p> <p><u>「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建物及び屋外施設の外面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計測制御系において降下火砕物を含む空気の流路を腐食させる「換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）」及び冷却水に溶出した腐食性成分により配管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。</u></p> <p><u>(5) 大気汚染</u></p> <p><u>「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された原子炉施設周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化及び降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「原子炉施設周辺の大気汚染」である。</u></p> <p><u>(6) 水質汚染</u></p> <p><u>「水質汚染」については、給水等に使用する工業用水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、原子炉施設では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた工業用水を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。</u></p> <p><u>(7) 絶縁低下</u></p> <p><u>「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計測</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1.7.4.2 設計降下火砕物荷重の算定法</p> <p>「添付書類6 8. 火山」に示したように、敷地における降下火砕物の最大厚さは50cmである。<u>原子炉施設の耐降下火砕物設計に用いる設計降下火砕物荷重は、降下火砕物の層厚を50cmとし、湿潤密度を1.5g/cm<sup>3</sup>として算定する。ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制するための措置を講じることを考慮して設定する。</u></p> <p>1.7.4.3 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.7.4.3.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態<br/>(省略)</p> <p>1.7.4.3.2 荷重の種類<br/>(省略)</p> <p>1.7.4.3.3 荷重の組合せ</p> <p>設計降下火砕物荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と設計降下火砕物荷重及び積雪荷重を組み合わせる。</p> <p>(2)～(3)<br/>(省略)</p> <p>1.7.4.3.4 許容限界<br/>(省略)</p> <p>1.7.4.4 設計における留意事項</p> <p><u>(1) 降下火砕物による波及的影響</u></p> <p><u>降下火砕物防護施設については、必要に応じて、降下火砕物の除去に係る措置を講じられるものとし、降下火砕物による波及的影響(閉塞及び目詰まり)によって、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとするとともに、中央制御室につ</u></p> | <p><u>制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「盤の絶縁低下」である。</u></p> <p>1.7.4.4.3 間接的影響</p> <p><u>(1) 外部電源喪失及びアクセス制限</u></p> <p><u>降下火砕物によって原子炉施設に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子、開閉所等の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」及び降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。</u></p> <p>1.7.4.5 設計降下火砕物荷重の算定法</p> <p>「添付書類6 8. 火山」に示したように、敷地における降下火砕物の想定される最大層厚は50cmであり、これを設計上考慮する降下火砕物の層厚とする。<u>原子炉施設の耐降下火砕物設計に用いる設計降下火砕物荷重は、設計上考慮する降下火砕物の層厚を50cmに、湿潤密度を1.5g/cm<sup>3</sup>を乗じて算定することを基本とする。ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制するための措置を講じることを考慮して設定する<u>場合がある。</u></u></p> <p>1.7.4.6 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.7.4.6.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.4.6.2 荷重の種類<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.4.6.3 荷重の組合せ</p> <p>設計降下火砕物荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と設計降下火砕物荷重、<u>風荷重及び積雪荷重</u>を組み合わせる。</p> <p>(2)～(3)<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.4.6.4 許容限界<br/>(変更なし)</p> <p>1.7.4.7 設計における留意事項</p> <p>降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、降下火砕物を除去するために必要な措置を講じる。</p> <p>1.7.4.7.1 荷重以外の直接的影響</p> <p><u>(1) 構造物への化学的影響(腐食)</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p><u>いては、その居住環境を維持できるものとする。</u></p> <p><u>(2) 降下火砕物随伴事象等に対する考慮</u></p> <p><u>降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、降下火砕物を除去するために必要な措置（除去等）を講じる。降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</u></p> | <p><u>金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食を生じないが、外装の塗装等によって短期での腐食を防止し、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</u></p> <p><u>(2) 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）</u></p> <p><u>降下火砕物を考慮すべき水循環系としては、非常用ディーゼル電源系の冷却塔の冷却水がある。冷却塔は、側面から空気を吸入し、内部で冷却水を冷やして上部のファンを通じて大気に熱を放出する構造である。冷却塔の吸気口には降下火砕物の侵入を防ぐフィルタを設置する。また、冷却塔からの冷却水出口配管には流入した降下火砕物を除去するストレーナーを設置する。</u></p> <p><u>降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、降下火砕物が冷却塔の内部に流入することを防止するため、冷却塔の上部に、降下火砕物流入防止板を設置する。</u></p> <p><u>また、冷却塔の吸気口に設置するフィルタは、降下火砕物により閉塞した場合に、降下火砕物を除去、又は閉塞したフィルタを交換できる構造とする。</u></p> <p><u>さらに、冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、ディーゼル発電機に水を供給するための配管の途中にストレーナーを設ける。なお、2 式のストレーナー及びその配管を並列に設けるものとし、一方が閉塞した場合において、他方を使用し、その間にストレーナーを交換できる構造とする。</u></p> <p><u>ストレーナーを通過した粒子による内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>ストレーナーを通過した粒子による化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</u></p> <p><u>(3) 電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）</u></p> <p><u>降下火砕物を考慮すべき原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤はすべて建物内に設置する。</u></p> <p><u>建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。なお、建物の空気換気設備の一部を停止し、ガラリの空気流入速度を低下させ、降下火砕物を換気空調系へ流入させない措置をとる場合もある。</u></p> <p><u>ガラリ及びフィルタを通過した粒子による機械的影響（摩耗）については、降下火砕物を含む空気が動的機器の摺部に侵入し摩耗させるが、考慮すべき機器は盤用ファンであり、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。非常用ディーゼル機関の吸気口はフィルタを設置し、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正) | 変更後  |
|-------------------|--|
|                   | <p><u>ガラリ及びフィルタを通過した粒子による化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</u></p> <p><u>(4) 絶縁低下及び化学的影響（腐食）</u></p> <p><u>降下火砕物による絶縁低下及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設である原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤である。</u></p> <p><u>建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。</u></p> <p><u>また、原子炉保護系及び関連する計装設備が設置されている中央制御室空調換気設備は、フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また閉回路を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計とすることにより、降下火砕物の付着に伴う絶縁低下及び化学的影響（腐食）による影響を防止し、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>(5) 外気取入口等からの降下火砕物の侵入（大気汚染）に対する設計</u></p> <p><u>外気取入口からの降下火砕物の侵入に対して、以下のとおり安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</u></li> <li><u>・中央制御室空調換気設備は、フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また閉回路を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計とする。</u></li> <li><u>・中央制御室空調換気設備における閉回路を構築した再循環運転時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。</u></li> <li><u>・非常用ディーゼル電源系に関連する排気筒は、降下火砕物が混入することにより閉塞するリスクを有することから、地上部の排気筒端部を恒常的にベンドする措置を施し、降下火砕物の流入を防止した設計とする。</u></li> <li><u>・主排気筒は、降下火砕物が侵入した場合でも、主排気筒の構造から排気流路が閉塞しない設計とする。</u></li> <li><u>・主冷却機のうち屋外部分（以下「屋外ダクト」という。）は、降下火砕物が侵入した場合でも、屋外ダクトの構造から空気流路が閉塞しない設計とする。</u></li> </ul> <p><u>1.7.4.7.2 間接的影響</u></p> <p><u>降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1.7.5 耐外部火災設計</p> <p>1.7.5.1 外部火災防護施設</p> <p><u>安全施設は、想定される近隣工場等の火災に対して、その安全機能の重要度に応じて、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。なお、耐外部火災設計にあつては、安全施設の</u><br/><u>外殻施設を評価対象とする場合がある。また、安全施設のうち、「1.2.4 重要安全施設の選定」</u><br/><u>に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設については、想定される近隣工</u><br/><u>場等の火災に対して、熱的影響評価を行い、消火活動等の措置に期待しない場合にあつても、</u><br/><u>外殻施設又は離隔による防護等により、その安全機能を損なわないように設計する。</u></p> | <p><u>炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。また、広範囲にわたる送電</u><br/><u>網の損傷による約7日間の外部電源喪失及び敷地外での交通の途絶によるアクセス制限事</u><br/><u>象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維</u><br/><u>持することで、必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計と</u><br/><u>することにより、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>1.7.4.8 手順等</p> <p><u>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定に</u><br/><u>は、降下火砕物対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</u></p> <p><u>・降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれの確認された場</u><br/><u>合の以下の措置に関すること。</u></p> <p>(1) <u>原子炉を停止する判断基準を定める。</u></p> <p>(2) <u>降灰が確認された場合には、建物や屋外の設備に長期間降下火砕物による荷重を掛け</u><br/><u>続けられないこと、また降下火砕物の付着による閉塞・腐食等が生じる状況を緩和するために、</u><br/><u>評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除去を適切に実施する手順を定める。</u></p> <p>(3) <u>降灰が確認された場合には、状況に応じて空調換気設備の停止又は閉回路循環運転に</u><br/><u>より、建物内への降下火砕物の侵入を防止する手順を定める。</u></p> <p>(4) <u>降灰が確認された場合には、非常用ディーゼル電源系の冷却塔への降下火砕物の流入</u><br/><u>を防止するため、冷却塔の上部に、降下火砕物流入防止板を設置する手順を定める。また、</u><br/><u>冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、配管に設置した2式並列のストレー</u><br/><u>ナーの切替、交換・清掃する手順を定める。</u></p> <p>1.7.5 耐外部火災設計</p> <p>1.7.5.1 外部火災防護に関する基本方針</p> <p><u>安全施設が外部火災（火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災等））</u><br/><u>に対して、原子炉施設の安全性を確保するために想定される最も厳しい火災が発生した場合に</u><br/><u>おいても必要な安全機能を損なわないよう、防火帯の設置、離隔距離の確保、建物による防護、</u><br/><u>代替手段等によって、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>耐外部火災設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系</u><br/><u>統及び機器を外部火災防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当</u><br/><u>する構築物、系統及び機器を熱的影響評価対象施設として影響評価の対象とする。</u></p> <p><u>想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火活動に期待しない場合にあつても、熱</u><br/><u>的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護により、その安全機能を損なわない設計</u><br/><u>とする。これらの熱的影響評価対象施設以外の安全施設は、外部火災により損傷するおそれ</u><br/><u>がある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p><u>また、想定される外部火災による二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）に対して、安全施設の</u><br/><u>安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p>1.7.5.2 評価方針</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正) | 変更後   |
|-------------------|---|
|                   | <p>後述する熱的影響評価対象施設について、評価を行う。当該熱的影響評価にあつては、屋内設備は内包する建物により防護する設計とし、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火活動に期待しない場合にあつても、熱的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、外部火災により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。</p> <p>1.7.5.3 評価対象施設の抽出</p> <p>外部火災の影響評価を行う熱的影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。</p> <p>(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設<br/> <u>原子炉建物（格納容器を含む。）、原子炉附属建物及び主冷却機建物</u></p> <p>(2) 外殻で保護されない重要安全施設<br/> <u>主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」、「排気筒」及び「吸気系統」（主冷却機建物空調換気設備）</u></p> <p>(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設<br/> <u>第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備</u></p> <p>(4) 外殻で保護されない安全施設<br/> <u>主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポスト</u></p> <p><u>廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、外部火災の影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。</u></p> <p><u>一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</u></p> <p><u>屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。</u></p> <p><u>主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」は、主冷却機建物屋上に設置されており、外壁よりも建物中心部に配置することで火災に近い評価対象壁の評価で代表する。また、竜巻対策として周囲に防風壁が設置されていることから冷却塔が直接影響を受けることはない。</u></p> <p><u>非常用ディーゼル電源系に関連する「排気筒」は、主冷却機建物西側に配置することで集合体試験施設等の他施設が障壁となるため、熱的影響を直接受けることはない。</u></p> <p><u>また、外部火災の二次的影響に対する評価対象施設を以下の通り抽出した。</u></p> <p><u>(1) ばい煙により外気取り込み設備の目詰まりが想定される安全施設</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1.7.5.2 熱的影響評価における外部火災の想定等</p> <p>(1) 森林火災</p> <p>大洗研究所(南地区)敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施するものとする。なお、敷地内においては、必要に応じて、防火帯又は防火帯相当のエリアを設けるものとする。また、熱的影響評価に当たっては、植生として、敷地内にスギ、ヒノキやマツが分布していることを考慮するとともに、火災中の風速として、過去10年間(2004年～2013年)の水戸地方気象台の観測データの最大風速17.4m/s(2013年10月)に、地形及び樹林の影響を踏まえて0.3を乗じた5.22m/sを使用する。</p> | <p>中央制御室、非常用ディーゼル発電機に関連する「冷却塔」及び「吸気系統」(主冷却機建物空調換気設備)</p> <p>(2) 有毒ガスにより人員の活動に影響を及ぼすことが想定される安全施設</p> <p>中央制御室</p> <p>1.7.5.4 熱的影響評価における外部火災の想定等</p> <p>(1) 森林火災</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照するが、大洗研究所周辺の特徴を考慮して発火点を設定する。森林火災の延焼を防ぐための手段として防火帯を設け、火災が防火帯外縁に到達するまでの時間、評価対象施設への熱影響及び危険距離を評価し、必要な防火帯幅、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(i) 森林火災の想定</p> <p>大洗研究所の周囲10km圏内には、東に太平洋、北に涸沼川及び耕地、北西に涸沼が位置し、南から西の方面は耕地となっている。敷地周辺には、国有林等の広大な森林がなく、大規模な森林火災は発生しないと考えられる。さらに、敷地境界に沿って道路が敷設されており、防火帯相当として考慮できる。このため、いずれの方角の敷地外からの森林火災を想定した場合でも、大洗研究所に延焼することはない。</p> <p>このため、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高いと想定される道路沿いとして、大洗研究所(南地区)敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施する。</p> <p>大洗研敷地内では、原子炉施設の北側及び南側の植生は工場地帯に位置付けられ、また、障壁となる他施設の建物等が設置されている。原子炉施設の西側には夏海湖が位置する。敷地境界の発火点としては、敷地内の森林を考慮していずれの方角からの延焼を考慮するが、北、西及び南からは例え延焼が進み、最終的に原子炉施設西側の夏海湖周囲の森林に到達しても、照射燃料集合体試験施設が障壁となる。</p> <p>熱的影響評価に当たっては、「添付書類6 2.気象」に示す高さ10mの年風向頻度は北東の風が卓越していること、また、原子炉施設から敷地境界までの距離が短く、かつ、障壁となる他施設を有しない場所として、原子炉施設の東側の敷地境界を発火点とする。</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」において推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。このため、計算に使用するデータは敷地内及び原子炉施設周辺のデータとする。</p> <p>(ii) 必要データ(計算入力条件)</p> <p>(a) 土地利用データ</p> <p>敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、植生及び土地利用を確認する。</p> <p>(b) 植生データ</p> <p>敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、詳細な植生を確認する。植生として、敷地内にスギ、ヒノキやマツが分布していることを考慮する。</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正) | 変更後  |
|-------------------|--|
|                   | <p><u>(c) 地形データ</u><br/>敷地内のみの評価のため、地理院地図（電子国土 Web）により延焼経路の傾斜を設定する。</p> <p><u>(d) 気象データ</u><br/>過去 10 年間（2004 年～2013 年）の水戸地方気象台の観測データの最大風速 17.4m/s（2013 年 10 月）を用いる。<br/>火炎中の風速として、地形及び樹林の影響を踏まえて 0.3 を乗じた 5.22m/s を使用する。</p> <p>また、風速以外の気象データについて、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」では FARSITE で大気温度と湿度が用いられている。当該気象データは、地表火の評価における枯死した可燃物の条件設定に用いられ、初期値で入力する「含水率」のパラメータをタイムステップごとの温度と湿度データにより変化させている。大洗研究所の評価では、FARSITE コードの評価式を用いた評価を行っており、大気温度と湿度の入力は用いておらず、枯死した可燃物の含水率（<math>M_f = \text{可燃物の含水量} / \text{可燃物の乾燥質量}</math>）は、保守的に乾燥状態を想定して初期値（0.01）で一定とする。</p> <p><u>(iii) 評価手法</u><br/>敷地内のみの評価のため、FARSITE で使用されている計算式を使用する。FARSITE では地表を伝播する火災（以下、地表火という。）、樹冠を伝播する火災（以下、樹冠火という。）、伝播の加速及び飛び火の 4 つのふるまいを取り扱っている。簡易評価では、建物の壁温度に直接影響する地表火及び樹冠火のみを取り扱って森林火災の挙動を評価する。なお、伝播の加速に関しては、伝播が加速する要素をなくすため、延焼方向に最大速度の風が吹くことを仮定する。飛び火に関しては、これを考慮する必要がないように、施設周辺の防火帯相当のエリア以外には森林空白帯等を設けない想定とする。</p> <p><u>(iv) 延焼速度及び火線強度の算出</u><br/>円筒火炎モデルを用いて、延焼速度（約 11.5m/min）や火線強度（1,063kW/m）、火炎輻射強度（515kW/m<sup>2</sup>）を算出する。</p> <p><u>(v) 火炎到達時間による消火活動</u><br/>延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達時間（約 7.1 分）を算出する。到達時間が短いため、森林火災が防火帯に到達するまでの間に大洗研究所に常駐している自衛消防隊による初期消火は期待できないが、防火帯により安全機能を損なわない設計とする。<br/>なお、防火帯の手前に存在する「常陽」東側駐車場により実際には延焼は留められる。駐車場における車両火災による火炎輻射強度は森林火災の値を下回る。</p> <p><u>(vi) 防火帯幅の設定</u><br/>最大火線強度（1,063kW/m）により算出される防火帯幅 17.4m に対し、約 18m の防火帯幅（防火帯の風上 20m 内に樹木が存在する場合）、防火帯幅 6.7m に対し、約 7m の防火帯幅（防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合）を確保することにより評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。<br/>防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(2) 近隣工場等の火災 (近隣の作業施設の火災・爆発)</p> <p>大洗研究所 (南地区) 敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設は存在しないため、石油コンビナートの火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。</p> <p>危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあつては、危険物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧ガス貯蔵設備 (15t 以上の液化石油ガス及び 1t 以上の可燃性の高圧ガスを有する施設) における火災・爆発を想定する。また、危険物を搭載した車両の火災・爆発にあつては、敷地に隣接する国道 51 号線において、危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。</p> <p>上記の他、ここでは、航空機が原子炉施設周辺で落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上になる地点へ落下し、火災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するものとする。</p> | <p>(2) 近隣工場等の火災・爆発 (近隣の作業施設の火災・爆発)</p> <p><u>(i) 石油コンビナート施設等の影響</u></p> <p>大洗研究所 (南地区) 敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設及び液化天然ガス (LNG) 基地は存在しないため、石油コンビナート及び液化天然ガス (LNG) 基地の火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。</p> <p><u>(ii) 危険物貯蔵施設の影響</u></p> <p>危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあつては、危険物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧ガス貯蔵設備 (15t 以上の液化石油ガス及び 1t 以上の可燃性の高圧ガスを有する施設) における火災・爆発を想定する。</p> <p>ただし、敷地外の危険物屋外タンクについては、敷地内の危険物屋外タンクと比較して、基本的に数量が小さく、かつ、大きな離隔距離を有することから、敷地内の危険物屋外タンクの火災で代表させるものとする。</p> <p>高圧ガス貯蔵設備を 4 つ有する 1 事業所が存在する。</p> <p><u>(a) 火災の影響</u></p> <p>敷地内の危険物屋外タンクの火災で代表させるものとする。</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p><u>(b) ガス爆発の影響</u></p> <p>高圧ガス貯蔵設備には、液化石油ガス (プロパン又はブタン) が貯蔵されている。ここでは、当該設備での爆発を想定する。</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を危険限界距離 (約 101m) 以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p><u>(iii) 燃料輸送車両の影響</u></p> <p>危険物を搭載した車両の火災・爆発にあつては、敷地に隣接する国道 51 号線において、危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。</p> <p><u>(a) 火災の影響</u></p> <p>敷地は、国道 51 号線に隣接する。国道 51 号線におけるタンクローリーの火災を想定する。タンクローリーの破損等によりガソリンがトレーラの全長×全幅の範囲に漏えいし、全面火災が生じることを想定する。当該タンクローリーは、消防法で定められた公道を通行可能な上限量のガソリンを搭載しているものとする。</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p><u>(b) ガス爆発の影響</u></p> <p>敷地は、国道 51 号線に隣接する。ここでは、国道 51 号線におけるタンクローリーの爆発を想定する。当該タンクローリーは、液化天然ガス (LNG) 又は液化石油ガス (LPG) が積載された最大クラスのものを対象とする。</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を、ガス爆発による爆風圧の影響に対して、敷地周辺道路から原子炉施設までの離隔距離を必要とされる危険限界距離 (約 88m) 以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)             | 変更後  |
|-------------------------------|--|
| <p>1.7.5.3 熱的影響評価における許容限界</p> | <p>とする。</p> <p>(iv) 漂流船舶の火災・爆発</p> <p>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所（南地区）の北方約 5km に大洗港があり、T.P. +約 35m～+約 40m に位置する原子炉施設の東側約 400m に海岸がある。原子炉施設から十分離れていることから、船舶の火災・爆発による影響はない。したがって、船舶の火災・爆発を考慮する必要はない。</p> <p>(v) 敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災・爆発</p> <p>敷地内には、39 の危険物を保有する施設を有する。このうち、屋外タンク貯蔵所に該当するものは 3 施設である。これらの屋外タンク貯蔵所には、A 重油が貯蔵されており、最大容量を有するものは、HTTR 機械棟屋外タンクであること、また、当該タンクは、原子炉施設からの距離が最も短いことを踏まえ、ここでは、HTTR 機械棟屋外タンクでの火災を想定する。なお、一般取扱所、屋内貯蔵所及び地下タンクについては、火災を想定しても、評価対象施設に対して、直接的に熱放射が生じないため、本影響評価の対象外とした。</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>爆発は対象となる高圧ガス貯蔵設備を有しないため本影響評価の対象外とした。</p> <p>(3) 航空機墜落による火災</p> <p>(i) 対象航空機の選定方法</p> <p>航空機落下確率評価においては、過去の日本国内における航空機落下事故の実績をもとに、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じてカテゴリに分類し、カテゴリごとに落下確率を求める。</p> <p>(ii) 航空機墜落による火災の想定</p> <p>(a) 航空機は、発電所における航空機落下確率評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。</p> <p>(b) 航空機は燃料を満載した状態を想定する。</p> <p>(c) 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。</p> <p>(d) 気象条件は無風状態とする。</p> <p>(e) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とする。</p> <p>(iii) 評価対象範囲</p> <p>航空機が原子炉施設周辺で落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上になる地点へ落下し、火災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するものとする。</p> <p>(iv) 評価対象施設への熱影響</p> <p>評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(v) 航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災の重畳評価</p> <p>航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災による重畳評価を実施する。また、航空機墜落火災と森林火災の重畳評価を実施する。</p> <p>1.7.5.5 熱的影響評価における許容限界</p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 森林火災</p> <p>(i) 森林境界（想定される発火点から防火帯又は防火帯相当のエリアまでの経路において、原子炉施設に最も近接する地点）における植生等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。なお、許容限界とした壁温度（200℃）は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度として設定した。</p> <p>(2) 近隣工場等の火災</p> <p>(i) ~ (iii)</p> <p>(省略)</p> <p>(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における燃料油量等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。</p> <p>1.7.5.4 設計における留意事項</p> | <p>熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。<u>なお、想定する外部火災は、原子炉施設の水平方向に発生することから、火炎輻射の影響に鑑み、熱的影響評価対象施設における天井スラブと垂直外壁面のうち、垂直外壁面を対象として許容限界を設定する。また、コンクリート壁以外の機器搬出入口等の建物内近傍には、安全機能を有する施設を配置しないものとし、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>(1) 森林火災</p> <p>(i) 森林境界（想定される発火点から防火帯又は防火帯相当のエリアまでの経路において、原子炉施設に最も近接する地点）における植生等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。なお、許容限界とした壁温度（200℃）は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度として設定した。<u>また、コンクリート温度の初期値は、水戸地方気象台の観測データの日最高気温の調査結果（38.4℃（1997年7月））を踏まえ、40℃とする。</u></p> <p><u>なお、建物内壁面及び室内の温度上昇については建物内壁面からの放熱及び室内空間の体積があることから壁温度200℃を下回ることで影響がないとする。</u></p> <p>(2) 近隣工場等の火災</p> <p>(i) ~ (iii)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における燃料油量等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。</p> <p><u>なお、建物内壁面及び室内の温度上昇については建物内壁面からの放熱及び室内空間の体積があることから壁温度200℃を下回ることで影響がないとする。</u></p> <p>1.7.5.6 設計における留意事項</p> <p><u>(1) 防火帯の設置</u></p> <p><u>敷地内にあつては、評価した最大火線強度（1,063kW/m）に応じ、防火帯を設ける。原子炉施設と防火帯のエリアの外縁（火炎側）までの距離については、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、評価した火炎輻射強度に応じた危険距離（熱的影響評価対象施設の壁温度が許容温度（200℃）を超える距離）を上回るように設定する。防火帯は、外部火災防護施設への影響（障壁となる他施設の有無）を踏まえて設け、最大火線強度により算出される防火帯幅17.4mに対し、約18mの防火帯幅（防火帯の風上20m内に樹木が存在する場合）、防火帯幅6.7mに対し、約7mの防火帯幅（防火帯の風上20m内に樹木が存在しない場合）を確保する。</u></p> <p><u>防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合についても、長時間の停車や仮置を禁止し、速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講ずる。</u></p> |

| 変更前 (R3.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(1) <u>外部火災におけるばい煙による波及的影響</u></p> <p><u>安全施設</u>については、必要に応じて、ばい煙の除去に係る措置を講じられるものとし、ばい煙による波及的影響（閉塞及び目詰まり）によって、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとする。また、中央制御室については、その居住環境を維持できるものとする。なお、敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。<u>また、ばい煙を除去するために必要な措置（除去等）を講じる。</u>外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</p> <p>(2) <u>外部火災における消火活動</u></p> <p><u>大洗研究所には、24時間常駐の自衛消防隊を組織し、敷地内に火災が発生した場合にあっては、近隣市町村消防本部と連携して、その消火活動に従事するものとする。</u>また、敷地内において、自衛消防隊又は<u>近隣市町村消防本部</u>による消火活動を必要とする火災が発生した場合には、必要に応じて原子炉を停止する。</p> | <p>(2) <u>外部火災の二次的影響の考慮</u></p> <p><u>外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔については、必要に応じて、ばい煙の除去に係る措置（フィルタの交換・清掃）を講じられるものとし、ばい煙による波及的影響（閉塞及び目詰まり）によって、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとする。また、中央制御室については、通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。フィルタにより、ばい煙の流入を抑制することで、中央制御室の居住性を確保する。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合には、交換・清掃を実施する。また、必要に応じて、空調を再循環運転とすることで、その居住環境を維持できるものとする。</u>なお、敷地内外において、多量のばい煙や有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</p> <p>(3) <u>外部火災における消火活動</u></p> <p><u>敷地内の森林を延焼して原子炉施設に接近する火災が発生した場合にあっては、発見者が大洗研究所の通報連絡系統に従って、公設消防や連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により、その消火活動に従事するものとする。</u></p> <p><u>なお、敷地内において、公設消防、自衛消防隊又は常駐消防班による消火活動を必要とする火災が発生した場合には、必要に応じて原子炉を停止する。</u></p> <p>1.7.5.7 手順等</p> <p><u>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、外部火災対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>外部火災時の原子炉の停止及び措置に関すること。</u></li> <li>・ <u>ばい煙及び有毒ガスが発生した場合の措置に関すること。</u></li> <li>・ <u>防火帯の維持及び管理に関すること。</u></li> </ul> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（1. 安全設計の考え方 1.8 「設置許可基準規則」への適合／1.9 参考文献）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1.8 「設置許可基準規則」への適合</p> <p>原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。</p> | <p>1.8 「設置許可基準規則」への適合</p> <p>原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

(適用範囲)

第一条 (省略)

適合のための設計方針

原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設
7. 放射性廃棄物の廃棄施設
8. 放射線管理施設
9. 原子炉格納施設
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

変更後

(適用範囲)

第一条 (変更なし)

適合のための設計方針

原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の計画の認可、使用前事業者検査及び定期事業者検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設
7. 放射性廃棄物の廃棄施設
8. 放射線管理施設
9. 原子炉格納施設
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p data-bbox="261 226 1427 317">(定義)<br/>第二条 (省略)</p> <p data-bbox="240 369 510 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 459 362 491">(省略)</p> | <p data-bbox="1495 226 2662 317">(定義)<br/>第二条</p> <p data-bbox="1475 369 1745 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1519 459 1653 491">(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <div data-bbox="261 216 1427 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(試験研究用等原子炉施設の地盤)<br/>           第三条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について<br/>           耐震重要施設は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。主冷却機建物については、<u>地盤強度のばらつきを考慮した場合、解析用地下水位を地表面に設定した場合のいずれも評価基準値 1.5 を上回るように抑止杭による補強を行い、すべりに対して十分な安定性を確保する。</u></p> <p>2 について<br/>           (省略)</p> <p>3 について<br/>           (省略)</p> <div data-bbox="596 1157 1101 1360" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p>添付書類六の以下の項目参照</p> <p>3. 地盤</p> </div> | <div data-bbox="1495 216 2662 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(試験研究用等原子炉施設の地盤)<br/>           第三条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について<br/>           耐震重要施設は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。<u>主冷却機建物の地盤については、<u>周辺地盤の改良を行い、基礎地盤のすべりに対して安定性を確保する。</u>なお、改良地盤については、試験施工に基づいた各種試験から物性値を設定することから、改良地盤の物性値については、品質管理方針を示した上で、所定の物性値が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。また、地盤の安定性評価は、解析用地下水位を地表面に設定した解析を基本とし、基礎地盤がすべりに対して安定性を有していることを確認する。</u></p> <p>2 について<br/>           (変更なし)</p> <p>3 について<br/>           (変更なし)</p> <div data-bbox="1831 1157 2335 1360" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p>添付書類六の以下の項目参照</p> <p>3. 地盤</p> </div> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <div data-bbox="261 216 1427 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(地震による損傷の防止)<br/>           第四条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1、2及び3 について</u></p> <p>原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。</p> <p>Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）</p> <p>Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、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</p> <p>Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。</p> <p>(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。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るように設計する。なお、静的地震力は、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。動的地震力は、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。</p> <p>(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該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。</p> <p>(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。</p> <p>(4) 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もの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。</p> | <div data-bbox="1495 216 2662 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(地震による損傷の防止)<br/>           第四条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1及び2 について</u></p> <p>原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。</p> <p>Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）</p> <p>Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、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</p> <p>Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。</p> <p>(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。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るように設計する。なお、静的地震力は、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。動的地震力は、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。</p> <p>(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該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。</p> <p>(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。</p> <p>(4) 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もの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。</p> <p><u>原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。</u></p> <p><u>(1) 静的地震力</u></p> <p><u>静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、以下の地震層せん断力係数 <math>C_i</math> 及び震度に基づき算定する。</u></p> <p><u>a. 建物・構築物</u></p> <p><u>水平地震力は、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に、以下に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。</u></p> <p><u>Sクラス 3.0</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p style="text-align: center;"><u>Bクラス 1.5</u></p> <p style="text-align: center;"><u>Cクラス 1.0</u></p> <p><u>ここで、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> は、標準せん断力係数 <math>C_0</math> を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に用いる必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 <math>C_0</math> は 1.0 とする。</u></p> <p><u>Sクラスの建物・構築物については、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、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求め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。</u></p> <p><u>b. 機器・配管系</u></p> <p><u>静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求める。なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</u></p> <p><u>(2) 動的地震力</u></p> <p><u>動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、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。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 1/2 を乗じた動的地震力を適用する。</u></p> <p><u>「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動は、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基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</u></p> <p><u>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の値が目安として 0.5 を下回らないように、「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）」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 0.5 を乗じて設定する。</u></p> <p><u>耐震設計では、水平 2 方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。</u></p> <p><u>3 について</u></p> <p><u>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。基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する。</u></p> <p><u>原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。</u></p> <p><u>Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)    | 変更後   |
|------------------------|---|
| <p>4 について<br/>(省略)</p> | <p style="text-align: center;">変更後</p> <p><u>全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。)</u></p> <p><u>Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</u></p> <p><u>Cクラス Sクラス、Bクラス以外であって、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</u></p> <p><u>Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。なお、耐震設計は、日本産業規格 (JIS)、原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)、発電用原子力設備規格 (設計・建設規格) 等の基準・規格に準拠する。</u></p> <p><u>(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。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るように設計する。なお、静的地震力は、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。動的地震力は、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。</u></p> <p><u>(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該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。</u></p> <p><u>(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。</u></p> <p><u>(4) 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ものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認する。波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、「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の解釈別記2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮する。なお、波及的影響の評価に当たっては、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。</u></p> <p style="margin-left: 40px;"><u>(i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</u></p> <p style="margin-left: 40px;"><u>(ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響</u></p> <p style="margin-left: 40px;"><u>(iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</u></p> <p style="margin-left: 40px;"><u>(iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</u></p> <p>4 について<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p data-bbox="676 289 1020 319">添付書類六の以下の項目参照</p> <p data-bbox="664 348 771 378">5. 地震</p><br><p data-bbox="676 537 1020 567">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="664 596 931 625">1. 安全設計の考え方</p> | <p data-bbox="1911 289 2255 319">添付書類六の以下の項目参照</p> <p data-bbox="1899 348 2006 378">5. 地震</p><br><p data-bbox="1911 537 2255 567">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="1899 596 2166 625">1. 安全設計の考え方</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(津波による損傷の防止)<br/>第五条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(津波による損傷の防止)<br/>第五条 (変更なし)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(外部からの衝撃による損傷の防止)<br/>           第六条 (省略)</p>   | <p>(外部からの衝撃による損傷の防止)<br/>           第六条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p><u>安全施設は、想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災が発生した場合において、また、敷地及びその周辺において想定される航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。</u></p> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p><u>自然現象（地震及び津波を除く。）及び敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）について、「Specific Safety Requirements (No.SSR-3)」の「5.SITE EVALUATION FOR RESEARCH REACTOR FACILITIES」及び「Appendix APPENDIX I SELECTED POSTULATED INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考に、以下の事象を選定した。</u></p> <p><u>【自然現象】</u></p> <p><u>洪水／降水／風（台風）／凍結／積雪／落雷</u><br/> <u>地滑り／生物学的事象／竜巻／火山の影響／森林火災</u></p> <p><u>【人為事象】</u></p> <p><u>航空機落下／ダムの崩壊／爆発／有毒ガス／船舶の衝突／電磁的障害／近隣工場等の火災</u></p> <p><u>安全施設は、設計上の考慮を要する自然現象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>想定される自然現象に対しては、必要に応じて、設備と運用（代替措置や修復等）による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</u></p> <p><u>(1) 洪水</u></p> <p><u>敷地は鹿島台地(茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地(標高:約38m))にあり、また、原子炉施設は、T.P.+約35m～+約40mに位置する。敷地周辺に洄沼(標高:約0m)が存在する。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、その水位は、T.P.+約29mである(水深:約6m)。地形的にみて洪水による被害は考えられない。したがって、洪水を考慮する必要はない。</u></p> <p><u>(2) 降水</u></p> <p><u>屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方气象台で記録されている1時間降水量の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水を防止することで、安全機能を損なわない設計とする。なお、これを上回る降水に対しては、表流水のほとんどは夏海湖に集まり、敷地の北側から一般排水溝に流れる経路となる。</u></p> <p><u>(3) 風（台風）</u></p> <p><u>敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方气象台の観測記録(1937年～2013年)によ</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>れば 44.2m/s (1939 年 8 月 5 日) である。屋外に位置する安全施設のうち、風 (台風) により安全機能を損なうおそれのあるものは、建築基準法及び同施行令第 87 条第 2 項及び第 4 項に基づく建設省告示第 1454 号より設定した設計基準風速 (34m/s、地上高 10m、10 分間平均) の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>ここで、風 (台風) に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷及び高潮が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、「(7) 落雷」に述べる個々の事象として考えられる影響と変わらない。</p> <p>高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>なお、風 (台風) に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包絡される。</p> <p><u>(4) 竜巻</u></p> <p>耐竜巻設計の基本方針として、安全機能の重要度分類がクラス 1、2、3 に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。これらの影響評価の対象外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。</p> <p>評価対象施設は、安全施設を内包し保護する外殻施設として、原子炉建物 (格納容器を含む。) 及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、液体廃棄物処理施設、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備を抽出し、外殻施設で保護されない安全施設として、主冷却機のうち屋外部分 (屋外ダクト)、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔、主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系 (受電エリア) 及び屋外管理用モニタリングポストを抽出した。廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、竜巻が来襲した場合にあつても、影響を受けず、安全機能 (放射性物質の貯蔵) を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。一般電源系 (受電エリア) は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらは MS-1 に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置 (可搬型測定器) により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性がある施設 (波及的影響評価対象施設) について、機械的影響、機能的影響の発生を考慮して主排気筒を抽出した。</p> <p>抽出した評価対象施設及び波及的影響評価対象施設について、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイドライン」を参考にして構造健全性評価を行い、安全機能が維持されることを確認する。竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物については、設計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷による竜巻防護施設への影響が無い</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p>ことを確認する。竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設である非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び主冷却機のうち屋外（建物屋上）部分については、設計竜巻に対して安全機能を喪失しないことを確認する。波及的影響評価対象施設として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影響を与えないことを評価し、確認する。</p> <p>竜巻検討地域は、大洗研究所（南地区）が立地する地域と、気象条件の類似性の観点から検討を行い、宮城県、福島県、茨城県、千葉県、東京都、神奈川県、静岡県、愛知県、三重県、和歌山県、徳島県、高知県、山口県及び九州（沖縄県含む）の海岸線から陸側及び海側それぞれ5kmの範囲（面積：約89,500km<sup>2</sup>）を竜巻検討地域に設定する。竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (<math>V_{B1}</math>) 及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (<math>V_{B2}</math>) のうち大きい方の風速を設計竜巻の最大風速として設定する。日本で過去に発生した竜巻による最大風速 (<math>V_{B1}</math>) は、「竜巻等の突風データベース」によるとフジタスケール（以下、Fスケール）でF3である。F3スケールにおける風速は70m/s～92m/sであることから、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (<math>V_{B1}</math>) を92m/sと設定する。ハザード曲線による竜巻最大風速 (<math>V_{B2}</math>) は、竜巻影響エリアの設置、竜巻データの分析、竜巻風速・被害幅・被害長さの確率密度分布及び相関係数の算定を基に評価した。竜巻影響エリアは、評価対象施設を含む円形に設定する。原子炉建物・原子炉附属建物などの主要な施設が、直径320mの円内に収まることから、この円（面積：約80,500m<sup>2</sup>）を竜巻影響エリアとした。竜巻データの分析では、年代による観測値の品質のばらつきを考慮した。得られたハザード曲線より、年超過確率 <math>10^{-5}</math> における風速を求めると68.1m/sとなることから、竜巻最大風速 (<math>V_{B2}</math>) を68.1m/sと設定する。基準竜巻の最大風速 <math>V_B</math> は、<math>V_{B1}</math> と <math>V_{B2}</math> のうちの大きい方の風速とすることから、原子炉施設における基準竜巻の最大風速 <math>V_B</math> は92m/sとする。大洗研究所（南地区）は標高約38mの平坦な台地に位置し、敷地内には13～16m位の高低がある。高速実験炉原子炉施設は標高35m～40mに位置しており、東西方向及び南北方向からみても下り斜面には位置していないため、基準竜巻が周辺地形により増幅される可能性はなく、設計竜巻 (<math>V_D</math>) = 基準竜巻 (<math>V_B</math>) と考えられる。なお、耐竜巻設計においては、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、設計竜巻の最大風速（92m/s）を安全側に切り上げ、最大風速として100m/sを用いる。</p> <p>原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を行い、現地調査により確認された飛来物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する可能性のある飛来物を抽出する。設計飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止対策を判定基準とした上で、運動エネルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものとする。飛来物の飛散速度については電力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード”TONBOS”を用いた。これらの評価結果を踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材（中・剛）、足場板（中・剛）、ワゴン車（大・柔：飛散時に空中分解しないもの）、コンクリートブロック（小・剛）とした。なお、コンクリートブロックは主冷却機建物屋上（高さ12.5m）からの飛来を想定した。また、竜巻防護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイドに記載されている鋼製材（長さ4.2m×幅0.3m×高さ0.2m、質量135kg、飛来時の水平速度51m/s、飛来時の鉛直速度34m/s）も考慮した。飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については、竜巻防護施設を内包する建物から隔離（屋内への移動を含む。）、固縛又は固定化を行い、確実に飛来物とならない対策を講じる。</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

原子炉施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを想定して算出する。竜巻影響評価対象施設に常時作用する荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常的气象条件による荷重）は設計竜巻荷重と適切に組み合わせる。設計基準事故時において評価対象施設に応力は生じないため、設計竜巻荷重及び設計基準事故時に生じる応力の組み合わせは考慮しない。竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、雹及び大雨のうち、雷、雹及び大雨については施設への影響が相乗しないことから、設計竜巻との組み合わせは考慮しない。自然現象の組み合わせについて、安全施設へ影響を与えるパラメータ（荷重、温度及び電气的影響）を考慮し、「竜巻」+「積雪」を考慮する。

設計における留意事項として、設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる影響（貫通及び裏面剥離）によって、その安全機能を損なわないよう設計する。外殻施設については竜巻ガイドの鋼製材の衝突を考慮する。外殻施設の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置している箇所については、設計飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行い、必要に応じて防護策として貫通限界厚さを上回るように鋼板等で補強する。

竜巻随件事象として想定される外部電源喪失等に対しては、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給するため、他の安全機能を損なうことはない。

溢水に対しては、建物屋外で発生した場合に竜巻防護施設に影響を与えないよう、建物の外壁及び開口部等により浸水しないものとする。竜巻飛来物の衝突及び貫通によって建物屋上及び室内で発生する溢水にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

建物付近にて車両火災が発生した場合、建物外壁温度は 200℃を下回るため、安全施設への影響はないが、建物外壁面に不燃塗料を塗布し、さらに火災の影響を緩和する。不燃塗料は必要に応じ、一定期間経過後に塗りなおしを実施する。竜巻飛来物が建物を貫通し、建物内部において火災が発生した場合にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

竜巻注意情報及び竜巻発生確度ナウキャストにより、竜巻が大洗研究所に到達するおそれが確認された場合、その確度に基づいて所内に竜巻対応準備指示又は竜巻対応指示を発令し、原子炉の停止、車両の移動及び物品の固縛等の措置を実施する。

#### (5) 凍結

敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897 年～2013 年）によれば、最低気温は-12.7℃（1952 年 2 月 5 日）、月平均最低気温は-3.1℃（1 月）である。

屋外に位置する安全施設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、上記の最低気温に、適切な余裕を考慮し、保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことで、安全機能を損なわない設計とする。屋内については、建家空調換気設備により環境温度は凍結のおそれのない室温となるため、安全機能は損なわれない。

#### (6) 積雪

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>水戸地方気象台の観測記録(1897年～2013年)によれば、積雪量の日最大値は32cm(1945年2月26日)である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を損なうおそれのあるものは、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則より設定した設計基準積雪量(30cm)の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、設計値(30cm)を上回るような積雪事象は、気象予報により事前に予測が可能であり、進展も緩やかであるため、建物屋上等の除雪を行うことで積雪荷重を低減させる。</p> <p><u>(7) 落雷</u></p> <p>雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ20mを超える安全施設には避雷設備を設ける。また、避雷設備の接地極として、接地網を敷設して接地抵抗の低減を図る。</p> <p>なお、避雷設備については、2003年にJIS A 4201-1992「建築物等の避雷設備(避雷針)」から改正されたJIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベルIに適合するものとする。</p> <p>雷サージの侵入に対して、原子炉保護系のロジック盤における計装ケーブル及び制御ケーブルには、鋼製筐体(鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管を含む。)や金属シールド付ケーブルの適用により雷サージの侵入を抑制する。屋外に位置する安全施設における屋外敷設制御・計測ケーブルについても同様とする。なお、雷サージに起因して外部電源を喪失した場合、原子炉はスクラム(自動停止)する。</p> <p><u>(8) 地滑り</u></p> <p>大洗研究所(南地区)の敷地には、設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1項において「変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。したがって、地滑りを考慮する必要はない。</p> <p><u>(9) 火山の影響</u></p> <p>敷地における降下火砕物の想定される最大層厚は50cmであり、これを設計上考慮する降下火砕物の層厚とする。原子力施設の耐降下火砕物設計に用いる設計降下火砕物荷重は、設計上考慮する降下火砕物の層厚50cmに、湿潤密度を1.5g/cm<sup>3</sup>を乗じて算定することを基本とする。ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制するための措置を講じることを考慮して設定する場合がある。</p> <p>a. 直接的影響に対する設計</p> <p>降下火砕物防護施設は、直接的影響に対して、以下により安全機能を損なわない設計とする。また、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止するとともに、降下火砕物を除去するために必要な措置(除去等)を講じる。</p> <p>設計降下火砕物荷重に対して、建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持っていることを確認する。また、機器・配管系について、構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p><u>構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系、電気系及び計測制御系の化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とする。</u></p> <p><u>水循環系の閉塞に対して降下火砕物流入防止板を設置するとともに、狭隘部等が閉塞しない設計とする。</u></p> <p><u>水循環系の内部における摩耗並びに換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とする。</u></p> <p><u>電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤の設置場所の空調換気設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</u></p> <p><u>原子炉施設周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とする。</u></p> <p><u>降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除去や空調換気設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は空調換気設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>安全施設のうち、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポストについては、代替措置や修復等により安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p><b>b. 間接的影響に対する設計</b></p> <p><u>降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。また、広範囲にわたる送電網の損傷による約 7 日間の外部電源喪失及び敷地外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで、必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><b>(10) 生物学的事象</b></p> <p><u>海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、小動物の侵入を防止する設計とする。</u></p> <p><b>(11) 森林火災</b></p> <p><u>森林火災にあつては、大洗研究所（南地区）敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施する。なお、敷地内にあつては、評価した火線強度に応じ、防火帯を設けるものとする。原子炉施設と防火帯の外縁（火炎側）までの距離については、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、評価した火炎輻射強度に応じた危険距離（熱的影響評価対象施設の壁温度が許容温度（200℃）を超える距離）を上回るように設定する。防火帯は、外部火災防護施設への影響（障壁となる他施設の有無）を踏まえて設ける。</u></p> <p><u>森林火災の熱的影響評価における許容限界は、森林境界（想定される発火点から防火帯までの経路において、原子炉施設に最も近接する地点）における植生等から評価される火炎輻射強</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p>度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。</p> <p>森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式から評価される最大火線強度(1,063kW/m)により算出される防火帯幅17.4mに対し、約18mの防火帯幅(防火帯の風上20m内に樹木が存在する場合)、防火帯幅6.7mに対し、約7mの防火帯幅(防火帯の風上20m内に樹木が存在しない場合)を確保することにより評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じて、ばい煙の除去に係る措置(フィルタの交換・清掃)を講じられるものとし、ばい煙による波及的影響(閉塞及び目詰まり)によって、必要な安全機能を損なわないものとする。中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるものとする。</p> <p>なお、敷地内外において、多量のばい煙や有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</p> <p>安全施設の安全機能を損なわないことを確認する際に使用する自然現象(地震及び津波を除く。)の組合せを以下に示す。これら以外の自然現象(地震及び津波を除く。)の組合せについて、安全施設へ影響を与えるパラメータ(荷重、温度及び電氣的影響)を考慮すると、以下に示す(1)及び(2)は代表性を有している。</p> <p>(1) 「竜巻」+「積雪」<br/> (2) 「火山の影響」+「風(台風)」+「積雪」</p> <p>2 について</p> <p>重要安全施設については、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。</p> <p>重要安全施設は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。</p> <p>(i) クラス1<br/> (ii) クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器</p> <p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第1項において選定した自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、第1項において選定した自然現象又はその組合せにより、安全機能を損なわない設計としている。安全機能を損なわなければ設計基準事故に至らないため、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。したがって、因果関係の観点からは、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じ</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p>る応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、重要安全施設は、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計とする。なお、設計基準事故により、重要安全施設のうち屋外部分及び重要安全施設の外殻施設に応力が生じることはない。よって、重要安全施設の大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象と設計基準事故の重畳を考慮する必要はない。</p> <p><u>3 について</u></p> <p>安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害）に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて、設備と運用（代替措置や修復等）による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。</p> <p><u>(1) 航空機落下</u></p> <p>航空機の落下確率は、「<u>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等を準用して評価した結果、約<math>8.8 \times 10^{-8}</math>回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である<math>10^{-7}</math>回/炉・年を下回る。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。</p> <p><u>(2) ダムの崩壊</u></p> <p>原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究所（南地区）の敷地から北西方向約20kmの地点に那珂川より取水した水を貯留する楮川ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れている。原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及ぼすようなダムはない。したがって、ダムの崩壊を考慮する必要はない。</p> <p><u>(3) 爆発</u></p> <p>大洗研究所（南地区）敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設及び液化天然ガス（LNG）基地は存在しない。原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する必要はない。</p> <p><u>(4) 近隣工場等の火災</u></p> <p>近隣工場等の火災（近隣の作業施設の火災・爆発）にあつては、大洗研究所（南地区）敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設及び液化天然ガス（LNG）基地は存在しないため、石油コンビナート及び液化天然ガス（LNG）基地の火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。</p> <p>危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあつては、危険物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧ガス貯蔵設備（15t以上の液化石油ガス（LPG）及び1t以上の可燃性の高圧ガスを有する施設）における火災・爆発を想定する。また、危険物を搭載した車両の火災・爆発にあつては、敷地に隣接する国道51号線において、危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。上記の他、</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>ここでは、航空機が原子炉施設周辺で落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上になる地点へ落下し、火災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するものとする。</p> <p>近隣工場等の火災の熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(i) 危険物屋外タンクにおける燃料油量等から評価される火災輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を許容限界とし、当該壁温度が、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を下回ることを確認することを基本とする。</p> <p>(ii) 高圧ガス貯蔵設備における可燃性ガス貯蔵量等から評価される危険限界距離を許容限界とし、熱的影響評価対象施設が当該距離を超える離隔距離を有するものとする。</p> <p>(iii) 危険物を搭載した車両の火災・爆発においては、消防法で定められた公道を通行可能な上限量 (<math>30\text{m}^3</math>) のガソリンが搭載されたタンクローリーを対象とし、評価される火災輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を許容限界とし、当該壁温度が、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を下回ることを確認することを基本とする。また、液化天然ガス (LNG) 及び液化石油ガス (LPG) が積載された最大クラスのタンクローリー (積載量: <math>15.1\text{t}</math>) を対象とし、評価される危険限界距離を許容限界とし、熱的影響評価対象施設が当該距離を超える離隔距離を有するものとする。</p> <p>(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における燃料油量等から評価される火災輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を許容限界とし、当該壁温度が、<math>200^{\circ}\text{C}</math>を下回ることを確認することを基本とする。</p> <p>外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じて、ばい煙の除去に係る措置 (フィルタの交換・清掃) を講じられるものとし、ばい煙による波及的影響 (閉塞及び目詰まり) によって、必要な安全機能を損なわないものとする。中央制御室については、通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。フィルタにより、ばい煙の流入を抑止することで、中央制御室の居住性を確保する。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合には、交換・清掃を実施する。また、必要に応じて、空調を再循環運転とすることで、その居住環境を維持できるものとする。</p> <p>なお、敷地内外において、多量のばい煙や有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。</p> <p><u>(5) 有毒ガス</u></p> <p>中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるものとする。また、敷地内外において、有毒ガスが原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。</p> <p>なお、原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。また、敷地内にあつては、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を、屋内で取り扱っており、屋外の固定源 (屋外タンク) 及び可動源 (タンクローリー) を有しない。敷地に隣接する国道 51 号線では、予期せず発生する有毒ガスを想定する。原子炉施設には、空気呼吸器を配備し、定期的に装備装着訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。空気ポンベの容量は、5 名の要員を想定し、6 時間の対応が可能なものとする。なお、</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類六の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2. 気象</li> <li>3. 地盤</li> <li>4. 水理</li> <li>6. 社会環境</li> <li>8. 火山</li> <li>9. 竜巻</li> <li>10. 生物</li> </ul> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. 安全設計の考え方</li> </ul> | <p style="text-align: center;"><u>海上において船舶から発生する有毒ガスについては、国道 51 号線での発生で代表する。</u></p> <p><u>(6) 船舶の衝突</u></p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所（南地区）の北方約 5km に大洗港があり、T.P. +約 35m～+約 40m に位置する原子炉施設の東側約 400m に海岸がある。原子炉施設から十分離れていること及び原子炉施設は海水を取水源としていないことから、船舶の衝突や座礁による影響（重油等の流出を含む。）はない。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。</u></p> <p><u>(7) 電磁的障害</u></p> <p style="text-align: center;"><u>安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">添付書類六の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2. 気象</li> <li>3. 地盤</li> <li>4. 水理</li> <li>6. 社会環境</li> <li>8. 火山</li> <li>9. 竜巻</li> <li>10. 生物</li> </ul> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. 安全設計の考え方</li> </ul> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 (省略)</p>   | <p>(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。</p> <p>(1) 人の不法な侵入の防止</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。</p> <p>(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることの防止</p> <p>原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。</p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止</p> <p>原子炉施設のプラント計測・制御機能を有する安全施設は、外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。<u>核物質防護に係るものについては核物質防護対策の一環としても実施する。</u></p> <p>(1) 人の不法な侵入の防止</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。<u>大洗研究所においては、人及び車両の立入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。当該区域の出入口は常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設の周辺には、接近管理及び出入管理を行う区域を設定し、柵等の障壁を設置するとともに、原子炉施設には、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁を有する区域を設け、出入口の常時監視又は施錠管理により、人の立入りを制限する。</u></p> <p>(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることの防止</p> <p>原子炉施設に不正な物品が持ち込まれること（<u>大洗研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。</u>）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。<u>大洗研究所の外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所の立入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。</u></p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止</p> <p>原子炉施設の<u>運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通した外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のアクセスを防止する設計とする。</u></p> <p><u>原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジックで構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とし、また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</u></p> <p><u>原子炉出力制御系にあつては、ソフトウェアを用いないアナログ回路とし、また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <p style="text-align: center;">1. 安全設計の考え方</p> | <p><u>原子炉制御系（原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系）は、外部ネットワークと接続されていない独立したシステムとすることで、電気通信回線を通した原子炉制御系に対する外部からのアクセスを遮断する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉制御系を中央制御室に設置し、常時監視できる環境とすることで、関係者以外のアクセスを防止する設計とするとともに、中央制御室について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理（区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等）により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。</u></p> <p><u>中央制御室外原子炉停止盤は、ソフトウェアを用いないアナログ回路により構成する。また、不正な操作を防止するため、手動スクラムボタンは、施錠管理できる扉付きの盤内に設置する。</u></p> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <p style="text-align: center;">1. 安全設計の考え方</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(火災による損傷の防止)<br/>           第八条 (省略)</p>   | <p>(火災による損傷の防止)<br/>           第八条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、<u>火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)</u>が発生し、<u>これを検知した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。</u>原子炉施設には、<u>火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能を設け、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</u></p> <p><u>火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。静的機能を有する構築物、系統及び機器については、不燃性材料で構成することを基本方針とする。</u></p> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p>原子炉施設は、<u>原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。</u></p> <p>原子炉施設は、<u>設計基準において想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。ナトリウム燃焼に対しては、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災に対しては、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。</u></p> <p><u>なお、火災防護基準による火災防護対策を適用しない安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対しては、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。</u></p> <p><u>(1) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策</u></p> <p><u>a. ナトリウム漏えいの発生防止</u></p> <p><u>ナトリウム漏えいの発生防止について、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管及び機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管は、エルボを引き回し、十分な撓性を備えたものとする。</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計する。地震に対して、ナトリウムを内包する配管及び機器は、内包するナトリウムを固化するか、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損した場合に想定される漏えい量が少ないものを除き、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計する。このうち、2次冷却材ダンプタンクについては、2次冷却材の漏えいに伴う緊急ドレン後に長期間ナトリウムを保有するため、弾性設計用地震動による地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管及び機器は、腐食を防止するため、冷却材の純度を適切に管理するとともに、減肉に対する肉厚管理を行う。</u></p> <p><u>b. ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火</u></p> <p><u>ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火について、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>(i) ナトリウム漏えいの検知</u></p> <p><u>ナトリウム漏えいの検知には、ナトリウム漏えい検出器を用いる。</u></p> <p><u>ナトリウム漏えい検出器は、誤作動を防止するための方策を講じ、外部電源喪失時に、機能を喪</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p>失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。</p> <p><u>ナトリウム漏えい検出器が作動した場合には、中央制御室に警報を発し、かつ、ナトリウムが漏えいした場所を特定できるものとする。</u></p> <p><u>(ii) ナトリウム燃焼の感知</u></p> <p><u>ナトリウム燃焼を早期に感知するため、ナトリウム燃焼の感知は、ナトリウム漏えいの検知を起点とするものとし、ナトリウム漏えい検出器で兼用する。さらに、ナトリウム燃焼を確実に感知するため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、一般火災に適用する煙感知器又は熱感知器を設置する。</u></p> <p><u>(iii) ナトリウム燃焼の消火</u></p> <p><u>ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。</u></p> <p><u>原子炉施設には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具を設置する。</u></p> <p><u>原子炉施設に保有する特殊化学消火剤の量は、一系統における単一の配管又は機器の破損を想定し、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の構造を考慮して十分な量を備えるものとする。</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を1から2本程度分散して設置し、当該火災区画に至る経路には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具を設置し、必要に応じて持参できるものとする。</u></p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。</u></p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、一般火災にも使用できるが、放射距離が短いことから、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画において、ナトリウム燃焼と一般火災をナトリウム漏えい検出器の作動の有無、ナトリウムエアロゾルの発生、ナトリウムエアロゾル特有の刺激臭の有無等により識別し、一般火災のみが生じていることを確認した場合には、ABC消火器を使用する。</u></p> <p><u>c. ナトリウム燃焼の影響軽減</u></p> <p><u>ナトリウム燃焼の影響軽減について、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>(i) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制</u></p> <p><u>原子炉冷却材バウンダリを構成し、1次冷却材を内包する配管及び機器は、窒素雰囲気で維持する二重構造の間隙に漏えいしたナトリウムを保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。</u></p> <p><u>上記以外で1次冷却材を内包する配管及び機器並びに格納容器（床下）に設置する2次冷却材を内包する配管及び機器は、原子炉運転中に窒素雰囲気で維持する格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムを保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。</u></p> <p><u>上記以外で2次冷却材を内包する配管及び機器は、漏えいの発生した系統内に残存する冷却材を2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンし、ナトリウムの漏えい量を低減することによりナトリウム燃焼を抑制する。</u></p> <p><u>(ii) ナトリウム燃焼の影響軽減</u></p> <p><u>ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、耐火能力を有する耐火壁又は隔壁により、他の火災区画と分離する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p><u>ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の床面に設置する鋼製のライナは、堰を設け、漏えい拡散面積を抑制することにより、ナトリウムと空気の接触面積を低減する。</u></p> <p><u>ナトリウムと湿分等との反応に伴い発生した水素が蓄積するおそれがある火災区画については、窒素ガスを供給し、水素の濃度を燃焼限界濃度以下に抑制できるものとする。</u></p> <p><u>主冷却機建物においては、漏えいしたナトリウムを鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウム溜に導き、ナトリウム溜で漏えいしたナトリウムを保持する。</u></p> <p><u>主冷却機建物及び原子炉附属建物においては、多量のナトリウムエアロゾルの発生を想定し、ナトリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものとし、他の火災区画への影響を軽減する。</u></p> <p><u>(iii) ナトリウムと構造材との反応防止</u></p> <p><u>高温のナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、ナトリウム燃焼に伴う材料の腐食を考慮した厚さを有する鋼製のライナ又は受樋を設置する。</u></p> <p><u>(2) 一般火災に対する火災防護対策</u></p> <p><u>a. 一般火災の発生防止</u></p> <p><u>一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>(i) 発火性物質又は引火性物質への対策</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備は、ベローズシール、パッキン、Oリング等を用いることによる漏えい防止対策を講じる。万一の漏えいに備え、発火性又は引火性物質（液体）の保有量に応じて、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止措置を講じる。</u></p> <p><u>(ii) 可燃性蒸気又は可燃性の微粉への対策</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が発生するおそれがある場合には、換気、通風又は拡散の措置により、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の滞留を防止する設計とする。当該火災区画のうち、爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合は、静電気を除去する装置を設けるものとする。当該火災区画には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれのある設備を設置しないものとする。</u></p> <p><u>(iii) 発火源への対策</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における火花が発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する等の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。当該火災区画における高温の設備は、高温部分を保温材で被覆し、可燃性物質との接触や可燃性物質の過熱を防止する。</u></p> <p><u>(iv) 水素漏えいへの対策</u></p> <p><u>交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、必要な換気容量を有する換気設備を設けるとともに、水素の検知器を設置する。当該換気設備は、非常用電源設備より電源を供給するものとする。当該換気設備が停止した場合又は水素濃度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発するものとする。当該火災区画には、直流開閉装置やインバータを設</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p><u>置しないものとする。</u></p> <p><u>(v) 過電流による過熱防止対策</u><br/> <u>動力ケーブルは、保護継電器、遮断器、ヒューズ等の組合せ等により、地絡や短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止する。</u></p> <p><u>(vi) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</u><br/> <u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等は、主要な構造材、ケーブル、チャコールフィルタを除く空調換気設備のフィルタ、保温材及び建物内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。ただし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等の性能を有する代替材料を使用する設計とするか、又は代替材料の使用が技術上困難な場合には、金属製の筐体や電線管への格納等により、他の機能を有する火災防護対象機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</u></p> <p><u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象ケーブルは、実証試験又は当該試験に示される同等の性能を確認した難燃ケーブルを使用する。ただし、核計装等のケーブルは、難燃ケーブルを使用するか、耐ノイズ性を確保するため、難燃ケーブルの使用が困難な場合は、ケーブルを電線管に収納するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ、電線管内への酸素の供給を防止することにより、難燃ケーブルと同等の自己消火性及び延焼性を確保する。</u></p> <p><u>(vii) 自然現象による火災の発生防止対策</u><br/> <u>落雷に対して、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ 20m を超える安全施設には避雷設備を設ける。</u></p> <p><u>地震に対して、火災防護対象機器は、耐震重要度分類に応じて、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する</u></p> <p><u>b. 一般火災の感知及び消火</u><br/> <u>一般火災の感知及び消火について、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>(i) 一般火災の感知</u><br/> <u>一般火災を早期に感知できるよう、火災感知器と受信機から構成される火災感知設備を設置する。</u><br/> <u>火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画には、異なる感知方式の火災感知器を設置する。異なる感知方式の火災感知器の組合せは、誤作動を防止するため、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを基本とする。ただし、環境条件等から当該組合せを適用できないエリアにおける火災感知器の組合せについては、防爆型の非アナログ式の煙感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器、アナログ式の煙感知器と非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感知カメラの組合せとする。</u><br/> <u>火災感知器の設置に当たって、感知器については、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき設置することを基本とし、検知装置については、監視範囲に死角がないように設置する。ただし、感知器のうち、煙感知器を消防法施行規則第 23 条第 4 項の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアに設置する場合は、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を有効に感知できるように設置する。</u><br/> <u>火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリアにおける火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防法で求められる対策で機能への影響を低減する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p>当該エリアには、煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多量の燃料油等による火災が想定される場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量に発生する場所等には、熱感知器を設置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器の設置ができないか、又は火災感知器を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない場所には、火災感知器を設置しないものとする（原子炉建物内の「炉容器ピット」、原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」、廃棄物処理建物内の「濃縮液タンク室等の高濃度廃液収納タンク設置室」及び「固化処理室（B）及び固体廃棄物B貯蔵庫B」が該当）。</p> <p>受信機については、火災感知器が作動した場合に警報を発生し、かつ、火災の発生場所を特定できるものとする。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。</p> <p>火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、機能に異常がないことを確認する。</p> <p>(ii) 一般火災の消火</p> <p>火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難とならない火災区画は、可搬式消火器で消火を行い、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火災区画には、固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。</p> <p>① 可搬式消火器</p> <p>原子炉施設に保有するABC消火剤の量は、火災区画の可燃性物質の量に対して、初期消火の成否を考慮した上で十分な量を備えるものとする。</p> <p>可搬式消火器（ABC消火器）は、各火災区画において、それぞれの消火器に至る歩行経路が20m（大型消火器の場合は30m）以下となるように各階ごとに設置する。火災区画内に可搬式消火器を設置しない場合は、当該火災区画の入口から歩行距離が20m（大型消火器の場合は30m）以下となる場所に設置する。</p> <p>中央制御室には、ABC消火器に加えて、二酸化炭素消火器を設置する。</p> <p>可搬式消火器は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。</p> <p>② 固定式消火設備（ハロン消火設備）</p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤には、ハロン1301を使用し、当該消火剤の量は、消防法に基づくものとする。</p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、中央制御室から起動装置の設置場所に20分以内でアクセスできる場合、手動起動によるものとする。ただし、ケーブル室には、火災の影響を軽減できるように自動起動による固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。</p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における固定式消火設備（ハロン消火設備）は、基準地震動による地震力に対して、機能を喪失しないように設計する。</p> <p>c. 一般火災の影響軽減</p> <p>一般火災の影響軽減について、以下のとおり設計する。</p> <p>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等につい</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p>て、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異なる火災区画に設置することを基本とする。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の耐火壁の耐火能力は、当該火災防護対象機器等の配置及び火災の等価時間を考慮して設定する。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の火災の等価時間が3時間を超え、かつ、隣接する火災区画に系列の異なる当該火災防護対象機器等を設置する場合は、火災区画間の耐火壁を3時間以上の耐火能力を有するものとするか、隣接する火災区画の系列の異なる当該火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて3時間以上の耐火能力を有するものとする。</p> <p>系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制御室及びケーブル室を除き、相互の系統分離を以下のいずれかにより行う設計とする。</p> <p>a. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。</p> <p>b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央制御室から手動起動装置の設置場所まで速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は、自動消火設備の設置に代えて、手動操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで速やかに移動し、消火活動を行うことができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可搬式消火器による消火を行うものとする。</p> <p>中央制御室に対する火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。</p> <p>① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減</p> <p>火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列のケーブルについて、盤内は狭く耐火壁により1時間の耐火能力を確保することはできないものの、可能な限り耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。</p> <p>② 火災の早期感知</p> <p>中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。</p> <p>常駐する運転員による火災の早期感知に努めるとともに、火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の異なる火災防護対象ケーブルを接続する制御盤等は、早期に火災を感知し、火災の影響を軽減するため、盤に煙感知器を設置する。当該煙感知器は、中央制御室に設置する煙感知器よりも早期に火災を感知できるものとする。</p> <p>③ 火災の早期消火</p> <p>中央制御室内には、可搬式消火器として、ABC消火器に加えて、電気機器への悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。</p> <p>常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の影響を軽減するため、1～2本の二酸化炭素消火器による消火を行う。当該消火活動の際には、二酸化炭素が局所的に滞留することによる人体への影響を考慮して、中央制御室に設置する二酸化炭素濃度計を携帯する。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> | <p>また、中央制御室には、煙の充満により消火活動に支障を来さないように、排煙設備を設置する。</p> <p>ケーブル室に対する火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。</p> <p>① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減</p> <p>火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルは、施工に必要な隙間を確保できる範囲において、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。当該耐火シートを敷設した電線管を敷設することができない中央制御室の制御盤等に接続する狭隘部には、1時間の耐火能力を確保することはできないものの、耐火能力を有する耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。</p> <p>② 火災の早期感知</p> <p>ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。</p> <p>ケーブルの火災を早期に検知し、火災の影響を軽減できるよう、検知装置として光ファイバ温度センサを設置する。</p> <p>③ 火災の早期消火</p> <p>ケーブル室には、自動起動又は現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動することができる固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。</p> <p>2 について</p> <p>消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の破損防止措置等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</p> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(溢水による損傷の防止等)<br/>           第九条 (省略)</p>  | <p>(溢水による損傷の防止等)<br/>           第九条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。</p> <p>また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。</p> <p><u>溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの（当該区画に管理区域外との連絡通路（扉等）があるもの）を対象とし、堰を設ける等の措置を講じる。</u></p> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p>原子炉施設において、溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。</p> <p><u>2 について</u></p> <p>原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。</p> <p>放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの（当該区画に管理区域外との連絡通路（扉等）があるもの）を対象とし、<u>段差や堰を設けることにより管理区域外へ漏えいすることを防止する。</u></p> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> </div> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(誤操作の防止)<br/>第十条 (省略)</p>  | <p>(誤操作の防止)<br/>第十条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等を含む。)は、系統及び機器に応じた配置とし、名称等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報(ブザー又はベル)を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。</p> <p>2 について</p> <p>運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等を含む。)は、<u>人間工学上の諸因子を考慮して</u>、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報(ブザー又はベル)を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。<u>また、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</u></p> <p>2 について</p> <p><u>安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。</u></p> <p><u>原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。</u>運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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。</p> <p><u>想定される環境条件と措置を以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース</u></p> <p><u>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。中央制御室は、耐震Sクラスであり、相応の頑健性を有し、また、制御盤等は床又は壁に固定するため、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼすことはないように設計する。さらに、運転員が体制を維持する際に使用する運転員機の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とする。または、ワイヤ等により落下を防止するものとする。</u></p> <p><u>(2) 地震、竜巻、風(台風)、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース</u></p> <p><u>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合にあっても、運転員は安全にその役割を</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. 安全設計の考え方</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> </ul> | <p>果たすことができるように設計する。なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、相応の頑健性を有するため、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響が発生した場合においても運転操作に影響を及ぼすことはないように設計する。</p> <p>(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース</p> <p>敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</p> <p>ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することで、その影響を排除するように設計し、従事者は支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまることが可能であり、運転員は安全にその役割を果たすことができるものとする。</p> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. 安全設計の考え方</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> </ul> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(安全避難通路等)<br/>           第十一条 (省略)</p>   | <p>(安全避難通路等)<br/>           第十一条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。<u>また、安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。</u></p> <div style="text-align: center; margin-top: 200px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p>一 について<br/> <u>原子炉施設の建物内には、安全避難通路を設けるとともに、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。</u></p> <p>二 について<br/> <u>安全避難通路に設置した避難用の照明については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。</u></p> <p>三 について<br/> <u>原子炉施設では、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。したがって、運転員に期待する対応は「監視」であり、当該対応は、中央制御室で実施することから、設計基準事故時に事故対応が可能となるよう、常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとし、さらに、中央制御室の出入口付近にバッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。</u><br/> <u>また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に行う現場巡視等においても、昼夜及び場所を問わず使用できる当該バッテリー内蔵型の可搬型照明を活用するものとし、さらに、操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。</u></p> <div style="text-align: center; margin-top: 200px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>1. 安全設計の考え方</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(安全施設)<br/>第十二条 (省略)</p>   | <p>(安全施設)<br/>第十二条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設の安全機能の重要度を、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。なお、各クラスの信頼度の目標は以下とする。</p> <p>クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。<br/>           クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。<br/>           クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設の安全機能の重要度を、「<u>試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</u>」に基づき、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計することを基本とする。また、「<u>研究炉の重要度分類の考え方</u>」を参考とする際には、「高出力炉」を対象とする。なお、各クラスの信頼度の目標は以下とする。</p> <p>クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。<br/>           クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。<br/>           クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</p> <p>また、「<u>研究炉の重要度分類の考え方</u>」では、「高出力炉」が「10MW以上/50MW以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回る（炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「高出力炉」の想定よりも多い。）ことから、「<u>発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針</u>」（以下「<u>発電炉指針</u>」という。）も参考にするものとする。さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「<u>高速増殖炉の安全性の評価の考え方</u>」も参考にするものとする。</p> <p>安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの定義は、「<u>研究炉の重要度分類の考え方</u>」に基づき、以下とする。</p> <p><u>PS-1：その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器</u><br/> <u>PS-2：その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器</u><br/> <u>PS-3：(i)異常状態の起因事象となるものであってPS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器、(ii)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器</u><br/> <u>MS-1：(i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器、(ii)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器</u><br/> <u>MS-2：(i)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器、(iii)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器</u><br/> <u>MS-3：(i)運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器</u></p> <p>クラス1の分類にあつては、PSについて、炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「<u>研究炉の重要度分類の考え方</u>」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保守的に、「<u>発電炉指針</u>」に倣って、安全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を踏まえ、異常状態発生時に原子炉を緊</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
|                     | <p>急に停止し、残留熱を除去し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点で、安全機能の重要度を判断する。敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点では、設計基準事故において、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、事象を収束させるために必要となる安全機能を放射性物質の放散に対する障壁とし、これらをMS-1とする。「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものである。</p> <p>クラス2の分類にあつては、PSについて、炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「研究炉の重要度分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保守的に、「発電炉指針」に倣って、安全機能の重要度を判断する。MSについては、PS-2の機能喪失を起因事象とする設計基準事故において、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする機能をMS-2とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化にあつては、MS-1に分類した「原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「原子炉停止系への作動信号の発生機能」、「安全上特に重要な関連機能」により、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。設計基準事故のうち、「炉心内の反応度の増大に至る事故」及び「炉心冷却能力の低下に至る事故」にあつても、「原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「原子炉停止系への作動信号の発生機能」、「安全上特に重要な関連機能」により、炉心は熔融や著しい損傷に至ることなく、事象が収束される。</p> <p>設計基準事故のうち、放射性物質の放散を想定する「1次冷却材漏えい事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「燃料取替取扱事故」にあつては、MS-1に分類した「放射性物質の閉じ込め機能」及び「工学的安全施設への作動信号の発生機能」、並びにMS-2に分類した「放射線の遮蔽及び放出低減機能」及び「燃料プール水の保持機能」により、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、事象が収束される（敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることを含む。）。</p> <p>クラス3の分類にあつては、PSについて、PS-1、PS-2以外の異常状態の起因事象となるものなどをPS-3とする。MSについては、安全評価において、その機能には期待していないものの、事象を緩和するために使用できる機能等をMS-3とする。</p> <p>具体的な適用に当たっては、原則として、以下に定めるところによるものとする。</p> <p>(1) 安全機能を直接果たす安全施設（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする安全施設（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、以下の各号に掲げるところによるものとする。</p> <p>(i) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。</p> <p>(ii) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。</p> <p>(2) 一つの安全施設が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべき全ての安全機能に対する</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>2 について</p> <p>安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。なお、「安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。</p> <p>(1) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要と</p> | <p><u>設計上の要求を満足させるものとする。</u></p> <p><u>(3) 安全施設は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。</u></p> <p><u>(4) 重要度の異なる安全施設を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。</u></p> <p>2 について</p> <p>安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。なお、「安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。</p> <p>(1) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要と</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

する構築物、系統及び機器

変更後

する構築物、系統及び機器

| 機能                         | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系                 |
|----------------------------|--|--------------------------|
| 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管 |                          |
| 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ①1次補助冷却系<br>1) サイフォンブレイク止弁<br>②1次予熱室素ガス系<br>1) 仕切弁   | ①関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器) |
| 原子炉停止後の除熱機能                | ①1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプポニーモータ   |                          |
| 放射性物質の閉じ込め機能               | ①格納容器バウンダリに属する弁  |                          |
| 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 | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉保護系(アイソレーション)   | ①関連する核計装<br>②関連するプロセス計装  |
| 安全上特に重要な関連機能               | ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの)<br>②交流無停電電源系(MS-1に関連するもの)<br>③直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)              | ①関連する補機冷却設備              |

(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

| 機能              | 構築物、系統又は機器   | 特記すべき関連系 |
|-----------------|--|----------|
| 放射線の遮蔽及び放出低減機能  | ①アニュラス部排気系<br>1) アニュラス部排気系(アニュラス部常用排気フィルタを除く。)<br>②非常用ガス処理装置                           |          |
| 事故時のプラント状態の把握機能 | ①事故時監視計器の一部  |          |
| 安全上重要な関連機能      | ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>②交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)<br>③直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) |          |

また、上記の重要安全施設について、短期間と長期間の動的機器、長期間の静的機器に区分し、単一

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

故障を想定した場合の安全機能を達成するための設計方針は以下とする。

| 分類           | 機能  | 動的機器<br>( <u>使命時間短期</u> <sup>※1</sup> ) |                 | 動的機器<br>( <u>使命時間長期</u> <sup>※1</sup> ) |      | 静的機器<br>( <u>使命時間長期</u> <sup>※1</sup> ) |                         |
|--------------|---|---|-----------------|---|------|---|-------------------------|
|              |   | 多重化<br>又は多様化                            | 単一設計            | 多重化<br>又は多様化                            | 単一設計 | 多重化<br>又は多様化                            | 単一設計                    |
| MS<br>-1     | 原子炉の緊急停止機能  | ○                                       | ＝               | ＝                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |
|              | 未臨界維持機能   | ○<br>*未臨界<br>移行                         | ＝               | ＝                                       | ＝    | ○<br>*未臨界<br>維持                         | ＝                       |
|              | 1次冷却材漏えい量<br>の低減機能（上段：1次補<br>助冷却系サイフォンブレイ<br>ク止弁、下段：1次予熱室<br>素ガス系仕切弁） | ○                                       | ＝               | ＝                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |
|              |   | ＝                                       | ○<br>運転時<br>「閉」 | ＝                                       | ＝    | ＝                                       | ○<br>隔離弁<br>による<br>代替可等 |
|              | 原子炉停止後の除熱機能   | ○                                       | ＝               | ○                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |
|              | 放射性物質の閉じ込め機能  | ○                                       | ＝               | ＝                                       | ＝    | ○                                       | ＝                       |
|              | 工学的安全施設<br>及び原子炉停止系への<br>作動信号の発生機能                                    | ○                                       | ＝               | ＝                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |
| 安全上特に重要な関連機能 | ○   | ＝                                       | ○               | ＝                                       | ＝    | ＝                                       |                         |
| MS<br>-2     | 放射線の遮蔽<br>及び放出低減機能  | ○                                       | ＝               | ＝                                       | ＝    | ＝                                       | ○ <sup>※2</sup><br>修復可  |
|              | 事故時の<br>プラント状態の把握機能   | ○                                       | ＝               | ○                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |
|              | 安全上重要な関連機能  | ○                                       | ＝               | ○                                       | ＝    | ＝                                       | ＝                       |

※1： 使命時間が 24 時間以内の安全機能を「使命時間短期」、24 時間超の安全機能を「使命時間長期」とした。

※2： アニュラス部排気設備は、事象発生前から動作しており、かつ、事象発生後も引き続き動作するものであり、また、その構造・運転条件等から、静的機器であるダクトが故障することは考えにくい。当該ダクトが故障したとしても、補修テープ等により、想定される最も過酷な条件下において、その故障を安全上支障のない期間に確実に修復できる。当該修復作業にあつては、必要に応じて、空気呼吸器を着用するものとし、放射線防護上の措置を講じることで、作業員の被ばく低減に努める。

アニュラス部排気設備の弁及び排風機並びに非常用ガス処理装置は多重化しているが、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトの一部は単一設計とする。単一設計箇所について、確実に修復可能であることから、その単一故障は仮定しない。なお、単一設計箇所であるダクトの一部が事故の発生と同時に故障したと仮定しても、設計基準事故の判断基準である周辺公衆への実効線量 5 mSv を下回る。

3 について

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、その機能が期待されている安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるように設計する。

3 について

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、その機能が期待されている安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件（圧力、温度、中性子照射量等）において、その機能を発揮することができるように設計する。主要な環境条件の想定を以下に示す。

<温度>

- ・ 原子炉容器／主中間熱交換器／1次主冷却系ホットレグ配管：550℃
- ・ 1次主循環ポンプ／1次主冷却系コールドレグ配管：450℃

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>4 について</p> <p>安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期的に試験又は検査ができるものとする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができるものとする。さらに、運転中における安全保護回路の機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。</p> | <p>・ <u>主冷却器／2次主冷却系ホットレグ配管</u> : 520℃</p> <p>・ <u>2次主循環ポンプ／2次主冷却系コールドレグ配管</u> : 400℃</p> <p>・ <u>制御棒駆動系／後備炉停止制御棒駆動系</u> : 65℃（駆動部）</p> <p style="text-align: center;"><u>130℃／550℃</u><br/><u>（上部案内管回転プラグ上面エリア／下面エリア）</u></p> <p style="text-align: center;"><u>650℃（ラッチ機構）</u><br/><u>500℃／550℃／650℃</u><br/><u>（下部案内管下部／中部／上部）</u></p> <p>・ <u>原子炉格納容器（鋼壁温度）</u> : 最高 150℃／最低-15℃</p> <p>・ <u>燃料交換機／燃料出入機／トランスファロータ</u> : 275℃／275℃／150℃</p> <p>&lt;圧力&gt;</p> <p>・ <u>原子炉容器</u> : 7.2kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.706MPa [gage])</p> <p>・ <u>主中間熱交換器</u> : 管側 5.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.49MPa [gage])<br/>洞側 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.098MPa [gage])</p> <p>・ <u>1次主循環ポンプ</u> : 7.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.686MPa [gage])</p> <p>・ <u>主冷却器</u> : 3.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.294MPa [gage])</p> <p>・ <u>2次主循環ポンプ</u> : 5.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.49MPa [gage])</p> <p>・ <u>原子炉格納容器</u> : 内圧 1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.13MPa [gage])<br/>外圧 0.05kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.0049MPa [gage])</p> <p>・ <u>燃料交換機</u> : 内圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.098MPa [gage])<br/>外圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.098MPa [gage])</p> <p>・ <u>燃料出入機</u> : 内圧 0.5kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.049MPa [gage])<br/>外圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.098MPa [gage])</p> <p>・ <u>トランスファロータ</u> : 内圧 1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.13MPa [gage])<br/>外圧 0.05kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.0049MPa [gage])</p> <p>&lt;中性子照射量&gt;</p> <p>・ <u>原子炉容器</u> : 1×10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup> (E&gt;1MeV)</p> <p>4 について</p> <p>安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期的に試験又は検査ができるものとする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができるものとする。さらに、運転中における安全保護回路の機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。<u>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」を参考に、対象とした安全施設とこれらの安全施設における試験又は検査の方法等を以下に示す。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |   |
|---------------------|---|---|
|                     | 機能  | 試験又は検査の方法等  |
|                     | 原子炉冷却材バウンダリ機能 (PS-1)  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確認。</li> <li>・検査孔において、配管（内側）の外表面に損傷やナトリウム漏えいがないことを検査（供用期間中検査）。</li> </ul>  |
|                     | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (MS-1)  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前にスクラム検査、作動検査、インターロック検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・出力運転に先立ち、過剰反応度検査、反応度抑制効果検査、最大反応度付加率検査、原子炉停止余裕検査を実施。</li> </ul>   |
|                     | 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前に弁の作動検査を実施。</li> <li>・原子炉起動前に、ナトリウム漏えい検出器について、検出回路の動作や検出器の断線有無を確認。</li> </ul>   |
|                     | 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前に1次主循環ポンプポニーモータの作動検査及び性能検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・原子炉起動前に主冷却機インレットベーン・ダンパの作動検査を実施。</li> <li>・原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリの健全性は、ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより確認。</li> </ul>   |
|                     | 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前に格納容器隔離弁の作動検査を実施。</li> <li>・定期的に、格納容器全体の漏えい率検査を実施。</li> <li>・隔離弁や貫通部について、漏えい検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> </ul>   |
|                     | 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 (MS-1)                                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前に設定値確認検査及び作動検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・原子炉運転中にあつても、緊急遮断のための性能検査として、原子炉保護系の動作要素の設定値の確認を実施できるように措置（1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ、外部電源喪失を除く）。また、励磁回路の試験又は検査のため、信号バイパススイッチを設置。信号バイパススイッチは、事故信号が発生した場合には、試験又は検査中にあつても、原子炉停止系への作動信号が発生するように設計。</li> </ul> |
|                     | 安全上特に重要な関連機能 (MS-1)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉起動前にディーゼル発電機の作動検査、蓄電池の作動検査及び外観検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・原子炉の運転中において、ディーゼル発電機が2基共使用可能であることを1回/月の頻度で点検する。</li> <li>・原子炉の運転中において、無停電電源設備が2系統共使用可能であることを1回/週の頻度で点検する。</li> </ul>  |
|                     | 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであつて、放射性物質を貯蔵する機能のうち、使用済燃料貯蔵設備に関するもの (PS-2) | <ul style="list-style-type: none"> <li>・水冷却池及び貯蔵ラックの外観検査を実施。</li> </ul>   |
|                     | 燃料を安全に取り扱う機能 (PS-2)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取扱用キャスクカー及び燃料洗浄設備における冷却能力確認検査、回転ブラグや燃料交換機、燃料出入機等の作動検査を実施。</li> </ul>  |
|                     | 燃料プール水の保持機能 (MS-2)  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・水冷却池の外観検査を実施。</li> <li>・サイフォンブレイク止弁の作動検査を実施。</li> </ul>   |
|                     | 放射線の遮蔽及び放出低減機能の一部 (MS-2)  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・アニュラス部排気系の圧力確認検査を実施。</li> <li>・非常用ガス処理装置の作動検査及び捕集効率検査を実施。</li> </ul>  |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>5 について</p> <p>安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあっても、安全機能が損なわれないように配置する設計とする。</p> <p>6 について</p> <p>安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用するが、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。</p> | <p>5 について</p> <p>安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあっても、安全機能が損なわれないように配置する設計とする。<u>また、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛散物については、二次的影響も考慮して、安全施設の安全機能を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えることを、これらの機器の設計、製作、品質管理、運転管理において十分に考慮する。</u></p> <p><u>ただし、原子炉施設は、試験研究用等原子炉施設に該当し、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管、大型回転機器、可燃性ガスを有しない。また、ナトリウム冷却型高速炉であり、冷却材であるナトリウムの特性から原子炉冷却材バウンダリの圧力は低く、弁や配管の破損に起因して飛散物が発生する可能性は十分に小さい。</u></p> <p><u>上記のとおり、具体的に対象とする構築物、系統及び機器を有しない。</u></p> <p>6 について</p> <p>安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。</p> <p>なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用するが、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。</p> <p><u>緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、放射線管理施設の一部（屋外管理用モニタリングポスト）について、大洗研究所で共用するが、周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を取得して発信・共有するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。</u></p> <p><u>緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、通信連絡設備の一部について、大洗研究所で共用するが、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生の連絡や避難指示等の必要な指示を行うための設備として、また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線として使用するものであり、共用によって、原子炉施設の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必要とされる安全機能が阻害されることはない。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>3. 原子炉本体</li> <li>4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</li> <li>5. 原子炉冷却系統施設</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> <li>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</li> <li>8. 放射線管理施設</li> <li>9. 原子炉格納施設</li> <li>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</li> </ul> | <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>3. 原子炉本体</li> <li>4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</li> <li>5. 原子炉冷却系統施設</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> <li>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</li> <li>8. 放射線管理施設</li> <li>9. 原子炉格納施設</li> <li>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</li> </ul> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(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)<br/>第十三条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心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回路及び原子炉停止系統等の主として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。また、設計基準事故にあつては、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。</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化<br/>           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。<u>このことを判断する基準は以下のとおりとする。</u></p> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(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)<br/>第十三条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p><u>一及び二 について</u><br/> <u>原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</u></p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心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回路及び原子炉停止系統等の主として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。<u>想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。</u></p> <p>また、設計基準事故にあつては、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。</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化<br/>           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。<u>運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>(i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</u></li> <li><u>(ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</u></li> <li><u>(iii) 1次冷却材流量増大</u></li> <li><u>(iv) 1次冷却材流量減少</u></li> <li><u>(v) 外部電源喪失</u></li> <li><u>(vi) 2次冷却材流量増大</u></li> <li><u>(vii) 2次冷却材流量減少</u></li> <li><u>(viii) 主冷却器空気流量の増大</u></li> <li><u>(ix) 主冷却器空気流量の減少</u></li> </ul> <p>また、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判断する基準は以下のとおりとする。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。<br/> (ii) 冷却材は沸騰しないこと。<br/> (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。</p> <p>(2) 設計基準事故</p> <p>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。<u>このことを判断する基準は以下のとおりとする。</u>なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。</p> <p>(i) 炉心は<u>大きな</u>損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。<br/> (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。<br/> (iii) 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。</p> | <p>(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。<br/> (ii) 冷却材は沸騰しないこと。<br/> (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。</p> <p><u>想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記 (i) ～ (iii) の判断基準を満足する。</u></p> <p>(2) 設計基準事故</p> <p>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。<u>設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。</u></p> <p><u>(i) 燃料スランピング事故</u><br/> <u>(ii) 1 次主循環ポンプ軸固着事故</u><br/> <u>(iii) 1 次冷却材漏えい事故</u><br/> <u>(iv) 冷却材流路閉塞事故</u><br/> <u>(v) 2 次主循環ポンプ軸固着事故</u><br/> <u>(vi) 2 次冷却材漏えい事故</u><br/> <u>(vii) 主送風機風量瞬時低下事故</u><br/> <u>(viii) 燃料取替取扱事故</u><br/> <u>(ix) 気体廃棄物処理設備破損事故</u><br/> <u>(x) 1 次アルゴンガス漏えい事故</u></p> <p><u>また、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判断する基準は以下のとおりとする。</u>なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。</p> <p>(i) 炉心は<u>著しい</u>損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。<br/> (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。<br/> (iii) 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。</p> <p><u>想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することはない。また、炉心冷却能力が失われることはないため、上記 (i) の判断基準を満足する。</u></p> <p><u>また、設計基準事故では、「1 次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することはない。また、上記 (ii) の判断基準を満足する。「1 次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器 (床下) を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類十の以下の項目参照</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>2. 運転時の異常な過渡変化</li> <li>3. 設計基準事故</li> </ol> | <p>力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることはなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記 (ii) の判断基準を満足する。</p> <p>さらに、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として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記 (iii) の判断基準を満足する。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあっては、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮等により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計する。</p> <p>炉心冷却機能にあっては、「1ループのポンプモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。</p> <p>原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。</p> <p style="text-align: center;">添付書類十の以下の項目参照</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>2. 運転時の異常な過渡変化</li> <li>3. 設計基準事故</li> </ol> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (安全保護回路)<br/>           第十八条 (省略)         </div> <p data-bbox="240 369 507 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 464 1457 758">一及び二 計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。</p> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (安全保護回路)<br/>           第十八条 (変更なし)         </div> <p data-bbox="1475 369 1742 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 464 2691 940">一及び二 <u>について</u><br/>         計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。<u>「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化」及び「添付書類 10 3. 設計基準事故」に示すように、原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。また、運転時の異常な過渡変化において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないように設計する。原子炉保護系の項目及び作動設定値を以下に示す。</u></p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

| No. | 項目              | 作動設定値                         | スクラム | アイソレーション |
|-----|-----------------|-------------------------------|------|----------|
| 1   | 中性子束高 (出力領域) *1 | 高 105%                        | ○    |          |
| 2   | 中性子束高 (中間領域)    | 高<br>フルスケール (100%) の<br>95%   | ○    |          |
| 3   | 中性子束高 (起動領域)    | 高<br>フルスケール (106cps)<br>の 95% | ○    |          |
| 4   | 炉周期短 (中間領域)     | +5 秒                          | ○    |          |
| 5   | 炉周期短 (起動領域)     | +5 秒                          | ○    |          |
| 6   | 原子炉出口冷却材温度高*1*2 | 高 464℃                        | ○    |          |
| 7   | 原子炉入口冷却材温度高*2   | 高 365℃                        | ○    |          |
| 8   | 1 次冷却材流量低       | 低 80%                         | ○    |          |
| 9   | 2 次冷却材流量低       | 低 80%                         | ○    |          |
| 10  | 炉内ナトリウム液面低      | 低 -100mm                      | ○    |          |
| 11  | 炉内ナトリウム液面高      | 高 +200mm                      | ○    |          |
| 12  | 1 次主循環ポンプトリップ   | =                             | ○    |          |
| 13  | 2 次主循環ポンプトリップ   | =                             | ○    |          |
| 14  | 格納容器内床上線量率高     | 高 1mSv/h                      | ○    | ○        |
| 15  | 格納容器内温度高        | 高 60℃                         | ○    | ○        |
| 16  | 格納容器内圧力高        | 高 29kPa [gage]                | ○    | ○        |
| 17  | 地震              | 水平 150gal                     | ○    |          |
| 18  | 電源喪失            | =                             | ○    |          |
| 19  | 手動アイソレーション      | =                             | ○    | ○        |
| 20  | 手動スクラム          | =                             | ○    |          |

\*1: 先行試験においては、中性子束高 (出力領域) の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

\*2: 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

三及び四 原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。

三及び四 について

原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャン

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

ネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とすることを基本方針とする。  
原子炉保護系は、論理回路を独立した 2 系統から構成することで多重化を図る。また、作動信号についても、基本的に、1 out of 2 又は 2 out of 3 による多重化を図る。原子炉保護系の作動に関連する核計装又はプロセス計装においては、そのケーブルについては、格納容器を貫通するものにあつては、異なるケーブルペネトレーションを使用することで物理的な系統分離に配慮する。

| No. | 項目            | スクラム | アイソレーション | 作動信号の多重性   |
|-----|---------------|------|----------|------------|
| 1   | 中性子束高 (出力領域)  | ○    |          | 2 out of 3 |
| 2   | 中性子束高 (中間領域)  | ○    |          | 2 out of 3 |
| 3   | 中性子束高 (起動領域)  | ○    |          | 1 out of 2 |
| 4   | 炉周期短 (中間領域)   | ○    |          | 2 out of 3 |
| 5   | 炉周期短 (起動領域)   | ○    |          | 1 out of 2 |
| 6   | 原子炉出口冷却材温度高   | ○    |          | 2 out of 3 |
| 7   | 原子炉入口冷却材温度高   | ○    |          | 2 out of 3 |
| 8   | 1 次冷却材流量低     | ○    |          | 2 out of 3 |
| 9   | 2 次冷却材流量低     | ○    |          | 2 out of 3 |
| 10  | 炉内ナトリウム液面低    | ○    |          | 2 out of 3 |
| 11  | 炉内ナトリウム液面高    | ○    |          | 2 out of 3 |
| 12  | 1 次主循環ポンプトリップ | ○    |          | —          |
| 13  | 2 次主循環ポンプトリップ | ○    |          | —          |
| 14  | 格納容器内床上線量率高   | ○    | ○        | 2 out of 3 |
| 15  | 格納容器内温度高      | ○    | ○        | 2 out of 3 |
| 16  | 格納容器内圧力高      | ○    | ○        | 2 out of 3 |
| 17  | 地震            | ○    |          | 2 out of 3 |
| 18  | 電源喪失          | ○    |          | —          |
| 19  | 手動アイソレーション    | ○    | ○        | —          |
| 20  | 手動スクラム        | ○    |          | —          |

五 原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。

五 について

原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源である DC24V 電源において、電圧零又はヒューズ断が発生した場合に、原子炉はスクラムする設計とする。また、原子炉保護系は、論理回路を独立した 2 系統から構成することで多重化を図る。駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生し、どちらかの論理回路の不作動が発生した場合においても、もう一方の論理回路により、原子炉をスクラムし、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。なお、原子炉保護系では、計装用空気を駆動源として使用しない。

六 原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

六 について

原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック (補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行) で構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとしており、不正アクセス行為による被害が生じることはない。原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック (補助継電器や

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>七 原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類十の以下の項目参照</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>3. 設計基準事故</p> </div> | <p><u>配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線(命令を実行)で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。また、原子炉保護系の論理回路は、中央制御室に設置し、関係者以外のアクセスを制限できる設計とする</u>とともに、中央制御室について、<u>出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理(区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等)により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。</u></p> <p>七 <u>について</u></p> <p>原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、<u>アイソレーター等を敷設することで、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</u></p> <p><u>原子炉施設は、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装(起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統)及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装等を、計測制御系統施設として有する。共用する主要な計測制御系統施設として、核計装がある。核計装は、起動系:2チャンネル、中間出力系:3チャンネル、線形出力系:3チャンネルで構成されるが、「原子炉保護系」と「監視・記録」では、同じ検出器を用いる。信号分岐後にアイソレーターを設置し、他方に接続された「監視・記録」に単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、「原子炉保護系」の機能を失わないように、機能的に分離された構成とする。その他、プロセス計装において、原子炉内ナトリウム液面計も同様とする。</u></p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類十の以下の項目参照</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>3. 設計基準事故</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (反応度制御系統)<br/>           第十九条 (省略)         </div> <p data-bbox="240 369 507 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 506 1457 674">原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、<u>また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。</u>なお、炉心の反応度(原子炉の出力)は、制御棒の位置を調整することで制御する。</p> <p data-bbox="240 1356 1457 1612">制御棒の反応度添加率は、その停止能力(原子炉停止系統)と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。制御棒による最大反応度添加率は約0.00016 Δk/k/s である。「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、制御棒の反応度添加率は、その停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えない。</p> <div data-bbox="635 1661 1062 1892" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;">           添付書類八の以下の項目参照<br/>           3. 原子炉本体<br/>           6. 計測制御系統施設         </div> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (反応度制御系統)<br/>           第十九条 (変更なし)         </div> <p data-bbox="1475 369 1742 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 464 1641 495"><u>一 について</u></p> <p data-bbox="1495 506 2712 625">原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように設計する。</p> <p data-bbox="1495 636 2712 804">炉心の反応度(原子炉の出力)は、<u>エクステンションロッドと一体となった制御棒を、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機(三相誘導電動機)により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動し、制御棒の位置を調整することで制御する(ボールナットスクリュ方式)。</u></p> <p data-bbox="1495 814 2712 1024"><u>照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置においては、燃料又は照射物の過度の溶融又は分解を生じないように、及び冷却材の沸騰が生じないように設計するものとしている。また、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあつては、試料部を可動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないものとしている。なお、高速炉の炉心の特徴として、キセノンの濃度変化による反応度変化は無視できる程度となる。</u></p> <p data-bbox="1475 1087 1641 1119"><u>二 について</u></p> <p data-bbox="1516 1129 2712 1297"><u>イ 炉心からの飛び出しを防止するために、制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる構造とする。なお、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。</u></p> <p data-bbox="1516 1356 2712 1612"><u>ロ 制御棒の反応度添加率は、その停止能力(原子炉停止系統)と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。制御棒による最大反応度添加率は約0.00016 Δk/k/s である。「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、制御棒の反応度添加率は、その停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えない。</u></p> <div data-bbox="1863 1661 2291 1892" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;">           添付書類八の以下の項目参照<br/>           3. 原子炉本体<br/>           6. 計測制御系統施設         </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p data-bbox="602 226 1101 453">添付書類十の以下の項目参照<br/>2. 運転時の異常な過渡変化<br/>3. 設計基準事故</p> | <p data-bbox="1834 226 2332 453">添付書類十の以下の項目参照<br/>2. 運転時の異常な過渡変化<br/>3. 設計基準事故</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (放射性廃棄物の廃棄施設)<br/> 第二十二条 (省略) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>一 原子炉施設には、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し、「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」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、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放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることが確認できる場合には、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度限度を超える場合には、廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。貯留タンクに圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管</p> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (放射性廃棄物の廃棄施設)<br/> 第二十二条 (変更なし) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>一 <u>について</u></p> <p>原子炉施設には、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し、「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」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、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放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。<u>ここでは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定した上で、通常運転時における大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の放射線被ばくについて、「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」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を参考として評価した結果、実効線量が最大となるのは幼児であり、その値は年間約1.7μSvとなり、年間50μSvを下回ることを確認した。</u></p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることが確認できる場合には、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットⅠ(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニットⅡ(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度限度を超える場合には、廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。貯留タンクに圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。</p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(Ⅱ)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。</p> <p>二 液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、タンク水位の検出器やインターロック回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の漏えいの発生を防止できる設計とする。</p> <p>(2) タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいが生じた場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。また、液体廃棄物処理設備を設ける建物の床及び壁面は、放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、放射性液体廃棄物の漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。</p> <p>(3) 液体廃棄物処理設備を設ける建物にあつては、当該建物からの放射性液体廃棄物の漏えいのおそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への放射性液体廃棄物の漏えいを防止するとともに、床及び壁面は、建物外へ放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とする。</p> <p>(4) 液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部(マンホール等)を設けない設計とする。</p> <p>三 原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</p> | <p>理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、<u>大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等を使用する場合がある。</u></p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(Ⅱ)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。</p> <p>二 <u>について</u></p> <p>液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、タンク水位の検出器やインターロック回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の漏えいの発生を防止できる設計とする。</p> <p>(2) タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいが生じた場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。また、液体廃棄物処理設備を設ける建物の床及び壁面は、放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、放射性液体廃棄物の漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。</p> <p>(3) 液体廃棄物処理設備を設ける建物にあつては、当該建物からの放射性液体廃棄物の漏えいのおそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への放射性液体廃棄物の漏えいを防止するとともに、床及び壁面は、建物外へ放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とする。</p> <p>(4) 液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部(マンホール等)を設けない設計とする。</p> <p>三 <u>について</u></p> <p>原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p style="text-align: center;">添付書類九の以下の項目参照<br/>1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針<br/>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> | <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p style="text-align: center;">添付書類九の以下の項目参照<br/>1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針<br/>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (保管廃棄施設)<br/>           第二十三条 (省略)         </div> <p data-bbox="240 369 507 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 506 1457 674">           固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。         </p> <p data-bbox="240 684 1457 936">           廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。         </p> <div data-bbox="608 1350 1092 1535" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> </div> <div data-bbox="608 1577 1092 1761" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p style="text-align: center;">添付書類九の以下の項目参照<br/>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> </div> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (保管廃棄施設)<br/>           第二十三条 (変更なし)         </div> <p data-bbox="1475 369 1742 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 464 1641 495"><u>1. について</u></p> <p data-bbox="1475 506 2691 674">           固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。         </p> <p data-bbox="1475 684 2691 810">           廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。         </p> <p data-bbox="1475 821 1721 852"><u>一及び二. について</u></p> <p data-bbox="1475 863 2691 947">           固体廃棄物貯蔵設備は、<u>ドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</u> </p> <p data-bbox="1475 957 2691 1209"> <u>なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物に対して使用するスチーム洗浄装置、布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</u> </p> <p data-bbox="1475 1220 2691 1304">           なお、原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。         </p> <div data-bbox="1834 1350 2318 1535" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> </div> <div data-bbox="1834 1577 2318 1761" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <p style="text-align: center;">添付書類九の以下の項目参照<br/>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)<br/>第二十四条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p> | <div data-bbox="1495 226 2662 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)<br/>第二十四条 (変更なし)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(放射線からの放射線業務従事者の防護)<br/>第二十五条 (省略)</p>  | <p>(放射線からの放射線業務従事者の防護)<br/>第二十五条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者等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し、かつ、放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、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、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。</p> <p>2及び3 について</p> <p>原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じることにより、放射線業務従事者等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し、かつ、放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、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、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。</p> <p>2及び3 について</p> <p>原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。<u>屋内管理用の主要な設備として、放射線監視設備及び放射線管理関係設備を有する。原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。</u></p> <p>また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。<u>中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p data-bbox="635 184 1062 361">添付書類八の以下の項目参照<br/>8. 放射線管理施設</p> <p data-bbox="427 407 1270 583">添付書類九の以下の項目参照<br/>1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針</p> | <p data-bbox="1869 184 2297 361">添付書類八の以下の項目参照<br/>8. 放射線管理施設</p> <p data-bbox="1662 407 2504 583">添付書類九の以下の項目参照<br/>1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <div data-bbox="270 184 1427 275" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (保安電源設備)<br/>           第二十八条 (省略)         </div> <p data-bbox="240 323 510 354">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 415 483 447"><u>1 及び 2 について</u></p> <p data-bbox="240 459 1457 625">原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66 kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。また、<u>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。</u></p> <p data-bbox="240 638 1457 758">原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。ここでの「重要安全施設」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。</p> <p data-bbox="308 770 1457 890">(1) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）</p> <p data-bbox="308 903 1457 982">(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> <p data-bbox="240 1402 403 1476">3 について<br/>(省略)</p> <div data-bbox="537 1528 1160 1709" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: 80%;"> <p data-bbox="676 1581 1020 1612">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="590 1625 1095 1656">10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> </div> | <div data-bbox="1501 184 2662 275" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (保安電源設備)<br/>           第二十八条 (変更なし)         </div> <p data-bbox="1475 323 1745 354">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 415 1641 447"><u>1 について</u></p> <p data-bbox="1475 459 2691 533">原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。</p> <p data-bbox="1475 638 2691 758">原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。ここでの「重要安全施設」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。</p> <p data-bbox="1543 770 2691 890">(1) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）</p> <p data-bbox="1543 903 2691 982">(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器</p> <p data-bbox="1475 1043 1641 1075"><u>2 について</u></p> <p data-bbox="1475 1087 2691 1341">原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、<u>原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給する等、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。</u></p> <p data-bbox="1475 1402 1650 1476">3 について<br/>(変更なし)</p> <div data-bbox="1771 1528 2395 1709" style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 10px; margin: 20px auto; width: 80%;"> <p data-bbox="1911 1581 2255 1612">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="1825 1625 2329 1656">10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(実験設備等)<br/>第二十九条 (省略)</p>  | <p>(実験設備等)<br/>第二十九条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。</p> <p>計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。</p> <p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>一、二及び三 について</u></p> <p>実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。</p> <p><u>四及び五 について</u></p> <p>計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。</p> <p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。<u>本体設備は、照射試料を内包した構造を有しており、照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造を有する。</u>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(通信連絡設備等)<br/>第三十条 (省略)</p>   | <p>(通信連絡設備等)<br/>第三十条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡や避難指示等の必要な指示ができるように、通信連絡設備を設ける。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用であって多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で共用する。</p> <p style="text-align: center;"> <span style="font-size: 2em;">{</span> <br/>           添付書類八の以下の項目参照           <br/>           1. 安全設計の考え方           <br/> <span style="font-size: 2em;">}</span> </p> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p>原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡や避難指示等ができるように、通信連絡設備を設ける。</p> <p><u>当該通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常用放送設備及び送受話器(ページング)から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内にいる人に対し指示できるものとし、非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中央制御室から指示できるものとする。また、送受話器(ページング)は、中央制御室と関連する現場との間で通信連絡できるものとする。</u></p> <p><u>構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時であっても使用できるよう、専用の非常用発電機を有する。非常用放送設備及び送受話器(ページング)は、外部電源喪失時であっても使用できるよう、非常用ディーゼル電源系に接続する。</u></p> <p><u>2 について</u></p> <p>設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡設備は、次のような設計とする。なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バッテリー内蔵型(充電式)とすることで、外部電源喪失時であっても使用できるものとする。</p> <p><u>(1) 大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話により、専用であって多様性を確保したものとする。なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保したものとする。</u></p> <p><u>(2) 大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話により多様性を備え、相互に連絡ができるものとする。</u></p> <p style="text-align: center;"> <span style="font-size: 2em;">{</span> <br/>           添付書類八の以下の項目参照           <br/>           1. 安全設計の考え方           <br/> <u>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</u> <br/> <span style="font-size: 2em;">}</span> </p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(炉心等)<br/>第三十二条 (省略)</p>  | <p>(炉心等)<br/>第三十二条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。</p> <p>ドップラ係数 <math>-(1.3\sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math><br/> 温度係数 (ドップラ効果を除く。)<br/> 燃料温度係数 <math>-(2.2\sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 構造材温度係数 <math>-(0.8\sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 冷却材温度係数 <math>-(6.6\sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 炉心支持板温度係数 <math>-(1.1\sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> ナトリウムボイド反応度 <math>-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k</math></p> <p>2 について</p> <p>炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に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、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p><u>反応度制御は、ボールナットスクリュ方式により、制御棒の位置を調整することにより実施する。</u></p> <p>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する<u>ものとしており、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動に対して、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の応答動作等により、十分な減衰特性をもたせて安定に制御可能である。</u></p> <p><u>また、炉心構成にあつては、燃料集合体の最大個数を79体(炉心燃料集合体の最大個数:79体/照射燃料集合体の最大個数:4体)に制限するとともに、制御棒や反射体(材料照射用反射体を含む)、照射用実験装置等の炉心構成要素の体数や配置を限定し、原子炉固有の出力抑制特性や反応度制御能力への影響を所定の範囲内とした。</u></p> <p><u>標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定する。また、最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用反応度及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定し、反応度制御能力、反応度停止余裕及び最大反応度添加率は、保守的となる制御棒挿入パターンで計算するとともに、計算で求めた反応度価値に補正係数を乗じ設定する。これらの遵守状況は設工認段階や運転段階の各段階で確認する。</u></p> <p><u>なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料は、炉心の臨界性に影響を及ぼすことがないものとしている。</u></p> <p>ドップラ係数 <math>-(1.3\sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math><br/> 温度係数 (ドップラ効果を除く。)<br/> 燃料温度係数 <math>-(2.2\sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 構造材温度係数 <math>-(0.8\sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 冷却材温度係数 <math>-(6.6\sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> 炉心支持板温度係数 <math>-(1.1\sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math><br/> ナトリウムボイド反応度 <math>-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k</math></p> <p>2 について</p> <p>炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に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、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。</p> <p>3 について</p> <p>燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。</p> | <p>その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値(燃料最高温度：2350℃、被覆管最高温度：620℃)を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。</p> <p><u>通常運転時の最高温度については、最大線出力密度を核設計結果より約 330W/cm とし、冷却材流量を被覆管最高温度の計算結果が熱的制限値となるようにし、工学的安全係数も考慮して計算し、熱的制限値を超えないことを確認した(燃料最高温度：約 2300℃、被覆管最高温度：620℃以下)。</u></p> <p><u>また、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮し、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等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の許容設計限界(熱設計基準値)を超えないことを確認した。</u></p> <p><u>燃料最高温度に係る熱設計基準値は、保守的に評価した燃料の融点(約 2720℃)に、さらに測定誤差(35℃)及び工学的判断に基づく安全裕度(35℃)を考慮して 2650℃に設定した。被覆管最高温度に係る熱設計基準値は、照射済被覆管の炉外急速加熱バースト試験データを基に、安全余裕を考慮して 840℃に設定した。冷却材最高温度に係る熱設計基準値は、冷却材が沸騰しない値として 910℃に設定した。</u></p> <p>3 について</p> <p>燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。</p> <p><u>ここでも、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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試験研究用等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の許容設計限界(熱設計基準値)を超えないことを確認した。</u></p> <p><u>設計基準事故にあっても、燃料の許容設計限界を超えることはないことから、燃料集合体の過度の変形・破壊が生じることはない。また、これらを支持する炉心構造物についても、過度の変形・破壊が生じることはなく、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、被覆管による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状は確保される。</u></p> <p><u>また、これらは、経年変化に際し、主要な影響因子である中性子照射量に対して、燃料集合体については燃焼度を制限することで、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状の確保にあつては、原子炉容器の設計制限中性子照射量(&gt;1MeV)を 10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup>とし、有効運転時間 20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造としてい</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4 について</p> <p>炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>3. 原子炉本体</li> <li>5. 原子炉冷却系統施設</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> </ul> </div> | <p>る。</p> <p>また、炉心支持構造物についても、原子炉容器と同様に、有効運転時間を20年間として設計するとともに、オーステナイト系ステンレス鋼を使用しており、各種試験片により健全性を確認できる。</p> <p>4 について</p> <p>炉心燃料集合体は、127本の燃料要素を束ねたものをステンレス鋼製のラッパ管内に収納したものであり、各燃料要素はその下部端栓部に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角形の組棒に固定することで支持されている。</p> <p>燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、燃料集合体の健全性が損なわれることがない設計とする。ここでは、寸法公差や各部温度などの評価条件を保守的に設定するものとしても、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において集合体各部の応力が設計許容応力を超えないことを確認した。また、輸送中又は取扱中に加わる荷重として、設計上の加速度条件として6Gを設定し、この加速度に基づく荷重により、燃料要素支持部等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下であることを確認することで過度の変形を防止し、その機能が阻害されることがないように設計する。ここでは、輸送時及び取扱い時に各部にかかる応力が設計許容応力を超えないことを確認した。</p> <p>燃料要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性が損なわれることがない設計とする。ここでは、寸法公差や発生ガス量、各部温度、熱過渡条件などの評価条件を保守的に設定するものとしても、通常運転時において燃料中心温度が熱的制限値を満足し、かつ運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心温度が熱設計基準値を満足すること、使用期間中の被覆管歪が十分小さいこと、使用期間中に被覆管内圧によるクリープ破断が生じないこと、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において被覆管各部の応力が設計許容応力を超えないこと、使用期間中の累積疲労サイクルが制限値を超えないことを確認した。また、設計加速度6Gに対する荷重に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることがないように設計する。ここでは、輸送時及び取扱い時にプレナムスリーブが座屈しないこと、ペレットが移動しないことを確認した。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>3. 原子炉本体</li> <li>5. 原子炉冷却系統施設</li> <li>6. 計測制御系統施設</li> </ul> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p data-bbox="676 233 1020 260">添付書類十の以下の項目参照</p> <ul data-bbox="664 279 1009 352" style="list-style-type: none"><li data-bbox="664 279 1009 306">2. 運転時の異常な過渡変化</li><li data-bbox="664 325 1009 352">3. 設計基準事故</li></ul> | <p data-bbox="1911 233 2255 260">添付書類十の以下の項目参照</p> <ul data-bbox="1899 279 2243 352" style="list-style-type: none"><li data-bbox="1899 279 2243 306">2. 運転時の異常な過渡変化</li><li data-bbox="1899 325 2243 352">3. 設計基準事故</li></ul> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(外部電源を喪失した場合の対策設備等)<br/>第四十二条 (省略)</p>   | <p>(外部電源を喪失した場合の対策設備等)<br/>第四十二条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。また、蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。また、蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</p> <p><u>非常用電源設備及びその附属設備（ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。</u></p> <p><u>ディーゼル発電機については、定格容量を約 2,500kVA とし、外部電源の喪失に対処するための設備がその機能を確保するために必要な負荷（以下「非常用負荷」という。）に対して 100%の容量を有するものを 2 系統の非常用ディーゼル電源系に各 1 基（合計：2 基）設置する。なお、非常用負荷は、2 基のディーゼル発電機のうち 1 基が停止した場合にあっては、他の 1 基により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。</u></p> <p><u>交流無停電電源系の蓄電池については、容量を 800Ah とし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電源系に各 1 組（合計：2 組）設置する。また、直流無停電電源系の蓄電池については、容量を 1,800Ah とし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の直流無停電電源系に各 1 組（合計：2 組）設置する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系は、一方の装置の故障又は修理時にあっては、母線連絡用遮断器を投入することで、もう一方の系統より支障なく給電できるものとする。</u></p> <p><u>2 について</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に使用する機能に必要な電源は、交流無停電電源系又は直流無停電電源系から供給され、これらの蓄電池については、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</u></p> <p><u>交流無停電電源系の蓄電池については、容量を 800Ah とし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電源系に各 1 組（合計：2 組）設置する。また、直流無停電電源系の蓄電池については、容量を 1,800Ah と</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> | <p>し、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置する。</p> <p>全交流動力電源喪失が長期化する全交流動力電源喪失事故は、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえた上で、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故として想定する事象の一つに該当する。全交流動力電源喪失時には、外部電源喪失が発生した時点で、原子炉保護系が作動し、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する。原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱については、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材の自然循環により除去し、最終ヒートシンクである大気に輸送される。原子炉施設は、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止する観点で、電源供給を必要とする動的機器を有しない。なお、原子炉冷却材バウンダリは維持されるため、全交流動力電源喪失は、閉じ込め機能に影響を及ぼさない。</p> <p>全交流動力電源喪失時に監視するパラメータには、①原子炉出力（線形出力系核計装（3チャンネル））、②原子炉出入口冷却材温度、③主冷却器出口冷却材温度が該当する。原子炉出力については、全交流動力電源喪失の発生直後において原子炉が停止したことが確認できる。原子炉出入口冷却材温度及び主冷却器出口冷却材温度は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱が除去されていることの確認と事故対策上必要な手動操作に係る監視を目的とする。これらのプロセス計装は、中央制御室制御盤に設置されており、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対処するための電源設備から、2時間以内に必要容量の電力が供給される。</p> <p style="text-align: center;">添付書類八の以下の項目参照<br/>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(試験用燃料体)<br/>第四十三条 (省略)</p>   | <p>(試験用燃料体)<br/>第四十三条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>一 <u>照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について、設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。</u></p> <p>二及び四 <u>照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように設計する。燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。ただし、試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。燃料集合体は、<u>炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。</u></u></p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>一 <u>について</u><br/><u>試験用要素以外の燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。</u><br/>ただし、試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について、設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。<br/><u>照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できない場合においても、炉心燃料集合体の性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に応じてコンパートメント、内壁構造容器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が熔融する可能性が低く、かつ被覆管が壊れる可能性が低い燃料要素に対してはラップ管で、燃料が熔融する可能性は低いものの被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が熔融する可能性が高く被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対しては内壁構造容器または密封構造容器で、それぞれの安全を確保し、他の燃料集合体へ影響を与えないように設計する。なお、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。</u></p> <p>二 <u>について</u><br/><u>試験用要素以外の燃料要素は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。</u><br/>試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。<br/><u>照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できない場合においても、炉心燃料集合体の性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に応じてコンパートメント、内壁構造容器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が熔融する可能性が低く、かつ被覆管が壊れる可能性が低い燃料要素に対してはラップ管で、燃料が熔融する可能性は低いものの被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が熔融する可能性が高く被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対しては内壁構造容器又は密封構造容器で、それぞれ安全を確保し、他の燃料集合体へ影響を与えないように設計する。なお、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>三 燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。また、照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。ただし、試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失するものがある。限界照射試験用要素、先行試験用要素及び基礎試験用要素の装填時にあっては、年間照射試験回数を制限するとともに、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。</p> <p style="text-align: center;">            添付書類八の以下の項目参照<br/>           3. 原子炉本体         </p> | <p>料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあっては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあっては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。</p> <p>三 <u>について</u></p> <p><u>試験用要素以外の燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。また、照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。</u></p> <p>試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失するものがある。限界照射試験用要素、先行試験用要素及び基礎試験用要素の装填時にあっては、年間照射試験回数を制限するとともに、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。</p> <p>四 <u>について</u></p> <p><u>照射燃料集合体は、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように、輸送中又は取扱中に加わる荷重として、設計上の加速度条件として6Gを設定し、この加速度に基づく荷重により、燃料要素支持部等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下であることを確認することで過度の変形を防止し、その機能が阻害されないように設計する。</u></p> <p style="text-align: center;">            添付書類八の以下の項目参照<br/>           3. 原子炉本体         </p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)<br/>第四十四条 (省略)</p>   | <p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)<br/>第四十四条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように、<u>かつ</u>、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように、<u>また</u>、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p><u>一 について</u></p> <p>原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。</p> <p><u>新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷されるものとする。</u></p> <p><u>使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60 日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に移動されるものとする。</u></p> <p><u>二 について</u></p> <p>核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1 体とする（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。<u>。</u></p> <p><u>三 について</u></p> <p><u>核燃料物質取扱設備は、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計する。燃料出入機及びトランスファロータでは、燃料集合体等をポット（ナトリウムを保有）に収納した状態で取り扱う。燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。</u></p> <p><u>また、使用済燃料は、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60 日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）ものとする。</u></p> <p><u>四 について</u></p> <p>核燃料物質取扱設備は、使用済燃料からの放射線に対して、<u>十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、適切な遮蔽能力を確保するように設計する。</u></p> <p><u>五 について</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>2 について</p> <p><u>原子炉施設には、燃料集合体等を貯蔵するための核燃料物質貯蔵設備を設ける。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。</u></p> <p>新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用済燃料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。各核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を以下に示す。</p> <p>原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備<br/>新燃料 70 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備<br/>新燃料 64 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック<br/>燃料集合体 約 27 体 (使用済燃料と合わせての貯蔵能力)</p> <p>使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 200 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 600 体</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 350 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック<br/>燃料集合体 約 27 体 (新燃料と合わせての貯蔵能力)</p> | <p><u>核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン (キャスククレーン) (揚重物を含む。) については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</u></p> <p>2 について</p> <p>一 について</p> <p>イ 新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用済燃料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。各核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を以下に示す。</p> <p>原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備<br/>新燃料 70 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備<br/>新燃料 64 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック<br/>燃料集合体 約 27 体 (使用済燃料と合わせての貯蔵能力)</p> <p>使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。<u>なお、使用済燃料貯蔵設備 (第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。) は、常に、燃料集合体の最大挿入量 (79 体) 以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。</u></p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 200 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 600 体</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備<br/>使用済燃料 350 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック<br/>燃料集合体 約 27 体 (新燃料と合わせての貯蔵能力)</p> <p>ロ <u>核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがない (実効増倍率は 0.95 以下) ように、適切な間隔を確保するように設計する。なお、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備にあつては、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は 0.95 以下に保つことができる</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>3 について</p> <p>新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設ける。</p> | <p><u>設計とする。</u></p> <p>二 について</p> <p>イ <u>使用済燃料貯蔵設備は、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ように設計する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとし、適切な水深を確保できるものとする。</u></p> <p>ロ <u>使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように設計する。水冷却浄化設備については、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計する。</u></p> <p>ハ <u>使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。</u></p> <p>ニ <u>水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。</u></p> <p>3 について</p> <p>新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設ける。</p> <p><u>原子炉施設は、管理区域内の必要な場所に、放射線監視設備として、エリアモニタを有する。中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設け、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所における放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</u></p> <p><u>また、核燃料物質取扱設備のうち、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要があるものについて、崩壊熱を除去する機能の喪失は、通気する冷却ガスの流量低下により検知するものとする。</u></p> <p><u>核燃料物質貯蔵設備のうち、使用済燃料を貯蔵する原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備にあつては、冠水を維持することで、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止することができるものとする。また、通常状態においては、水冷却浄化設備により、水温を 42℃以下に管理し、水冷却池に設置した温度計により、温度の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p data-bbox="676 233 1020 260">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="605 281 1062 308">4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> | <p data-bbox="1917 233 2261 260">添付書類八の以下の項目参照</p> <p data-bbox="1846 281 2303 308">4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p data-bbox="270 191 1391 275">(原子炉制御室等)<br/>第五十条 (省略)</p> <p data-bbox="240 327 507 359">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 422 403 453">1 について</p> <p data-bbox="240 464 1457 852">原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、<u>原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視す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ものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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とともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。</u></p> | <p data-bbox="1504 191 2626 275">(原子炉制御室等)<br/>第五十条 (省略)</p> <p data-bbox="1475 327 1742 359">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 422 1638 453">1 について</p> <p data-bbox="1504 464 1742 495"><u>一及び二 について</u></p> <p data-bbox="1525 506 2694 989">原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、<u>炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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、炉心の中性子束密度を監視するための核計装(起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統)、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを監視す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ものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。</u></p> <p data-bbox="1504 1052 1668 1083"><u>三 について</u></p> <p data-bbox="1525 1094 2694 1293">中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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に対する換気設備の隔離<u>(中央制御室空調の再循環運転の適用)</u>その他の適切に防護するための設備を設ける。</p> <p data-bbox="1525 1314 2694 1388">原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、<u>集中して対応できるものとする。</u></p> <p data-bbox="1525 1409 2694 1703">通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、<u>プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室外で火災が発生した場合において、燃焼ガスが流入するおそれがある場合には、中央制御室空調再循環運転を適用し、換気設備を隔離することで、中央制御室の居住性を確保する。</u></p> <p data-bbox="1525 1724 2694 1797">また、<u>設計基準事故が発生した場合において、従事者に過度な被ばくがないように、放射線業務従事者の線量限度を下回るように管理する。</u></p> <p data-bbox="1504 1860 1668 1892"><u>四 について</u></p> <p data-bbox="1525 1902 2466 1934">中央制御室には、<u>非常口を設け設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>2 について</p> <p>原子炉施設には、火災その他の異常な事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停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 100px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> </div> | <p>2 について</p> <p>原子炉施設には、火災その他の異常な事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、<u>原子炉保護系（スクラム）</u>を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ<u>（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）</u>を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。<u>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルート</u>を考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、<u>原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。</u></p> <div style="text-align: center; margin-top: 100px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>6. 計測制御系統施設</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(監視設備)<br/>第五十一条 (省略)</p>   | <p>(監視設備)<br/>第五十一条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。</p> <p>2 について</p> <p>大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>8. 放射線管理施設</p> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあつては、設計基準事故時等において、格納容器(床上)内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ、及び格納容器(床上)内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モニタを有する。</p> <p>中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。</p> <p>また、原子炉施設には、主排気筒の排気筒モニタや大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト14基を設ける。</p> <p>放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。</p> <p>主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。</p> <p>屋外管理用モニタリングポストのうち、設計基準事故時における迅速な対応のために使用する9基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保する。</p> <p>2 について</p> <p>屋外管理用モニタリングポストは、非常用発電機(可搬型を含む。)及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型を含む。)から電力が供給されるまでの一定時間(90分)の給電ができるものとする。これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>8. 放射線管理施設</p> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p data-bbox="635 184 1062 361">添付書類九の以下の項目参照<br/>5. 放射線モニタリング</p> | <p data-bbox="1869 184 2297 361">添付書類九の以下の項目参照<br/>5. 放射線モニタリング</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)<br/>第五十三条 (省略)</p>   | <p>(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)<br/>第五十三条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> <p>高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。</p> <p>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)</p> <p>a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)</p> <p>a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)</p> <p>a. 1次冷却材漏えい (2箇所) 事故</p> <p>(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</p> <p>(1) 燃料体の損傷が想定される事故</p> <p>高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。</p> <p>なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。</p> <p>(i) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>c. <u>1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</u></p> <p>(ii) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)</p> <p>a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(iii) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)</p> <p>a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>c. <u>2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</u></p> <p>(iv) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)</p> <p>a. 1次冷却材漏えい (<u>安全容器内配管（内管）破損</u>) 及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故</p> <p>b. <u>1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故</u></p> <p>c. <u>1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故</u></p> <p>(v) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0)</p> <p>a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故</p> <p>(7) 局所的燃料破損(LF)</p> <p>a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故</p> | <p>a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(vi) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0)</p> <p>a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故</p> <p>(vii) 局所的燃料破損(LF)</p> <p>a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故</p> <p><u>炉心の著しい損傷に至る可能性がある</u>と想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム(以下「計算コード」という。)を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。</p> <p><u>有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。</u></p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p><u>炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</u></p> <p>a. <u>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を基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p>① <u>燃料最高温度が熱設計基準値(2,650℃)以下であること。</u></p> <p>② <u>被覆管最高温度(肉厚中心)が熱設計基準値(840℃)以下であること。</u></p> <p>③ <u>冷却材最高温度が熱設計基準値(910℃)以下であること。</u></p> <p>④ <u>被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値(1.0)以下であること。</u></p> <p>⑤ <u>原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度(550℃)以下であること。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p><u>格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</u></p> <p>a. <u>負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。</u></p> <p>b. <u>炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等(溶融炉心物質を含む。)(以下「損傷炉心物質」という。)を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p>① <u>原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。</u></p> <p>② <u>原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。</u></p> <p>c. <u>燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p>① <u>原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。</u></p> <p>② <u>格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p><u>上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</u></p> | <p><u>③ 放射性物質の総放出量は、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。</u></p> <p><u>d. b. が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p><u>① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。</u></p> <p><u>② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。</u></p> <p><u>e. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p><u>① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性が維持できること。</u></p> <p><u>f. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。</u></p> <p><u>① 格納容器(床下)に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。</u></p> <p><u>② 放射性物質の総放出量は、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。</u></p> <p><u>想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> <p><u>(2) 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故</u></p> <p>使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあつては、水冷却池の水位が基準(放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値まで低下するのに十分な期間(約 59 日)があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置(必要な期間: 約 2 日)は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあつても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。</u></p> <p><u>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量の放射性物質等を放出する事故で想定</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p style="text-align: center;">添付書類十の以下の項目参照</p> <p style="text-align: center;">4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故</p> | <p>した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、その拡大を防止するための措置が有効に機能しなかった事態を想定することとし、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心損傷及び格納容器の破損並びに大規模なナトリウム火災に至る事象として考える。</p> <p>大規模な自然災害にあつては、本原子炉施設の特徴を踏まえ、格納容器（床上）、格納容器（床下）及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模なナトリウム火災を想定する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全余裕が小さい機器の損壊によるナトリウム漏えいを基本として想定する。格納容器（床下）は、機器の損壊に加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する。故意による大型航空機の衝突にあつては、油火災と大規模なナトリウム火災の重畳を想定し、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受けた建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。</p> <p>これらに対して、事故の状況（炉心損傷の防止が困難な状態及び地震により複数の設備が同時に損壊している状態を含む。）に応じて、大規模な火災の消火活動、炉心損傷の緩和対策、格納容器破損の緩和対策及び事業所外への放射性物質の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じることを基本方針とし、消火活動及び放射性物質の放出低減のために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針とする。</p> <p style="text-align: center;">添付書類十の以下の項目参照</p> <p style="text-align: center;">4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(一次冷却系統設備)<br/>第五十五条 (省略)</p>  | <p>(一次冷却系統設備)<br/>第五十五条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>一及び二 原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、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、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、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、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐える<u>ように</u>、また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。</p> <p>三 原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっては、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。</p> <p>2 について</p> <p>一及び三 原子炉容器にあっては、<u>原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに、回転プラグが原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。また、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウ</u></p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>一及び二 <u>について</u></p> <p>原子炉施設には、<u>1次冷却材が循環する回路を構成する設備及びその附属設備から構成する一次冷却設備を設ける。一次冷却設備は、以下により構成する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>1次冷却材が循環する原子炉容器、炉心構造物及び1次主冷却系</u></li> <li>・<u>原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、1次主冷却系等</u></li> <li>・<u>原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する回転プラグ、1次アルゴンガス系</u></li> <li>・<u>ナトリウム予熱設備</u></li> </ul> <p>一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、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、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。<u>原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器及び1次主冷却系等は、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、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐える強度を有することを詳細設計における応力評価値が許容応力値を下回る事等により確認する。また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。なお、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系は、耐震重要度分類Sクラスの施設に該当する。</u></p> <p>三 <u>について</u></p> <p>原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、<u>炉心燃料集合体のエントランスノズル部等において、複数のオリフィスを配置し、原子炉容器内部構造物の変形、破損、はく離等が生じた場合に、一つの流路が確保されない場合にあっては、他の流路により、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。</u></p> <p>2 について</p> <p>一及び三 <u>について</u></p> <p>原子炉冷却材バウンダリは、<u>原子炉容器本体、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の容器・配管・ポンプ・弁の一部が該当する。</u></p> <p>原子炉カバーガス等のバウンダリは、<u>原子炉容器本体、1次アルゴンガス系、1次主冷却系、</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>ンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するよう設計する。</p> <p>二及び四 原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器（冷却材を保持する部分）、1次主冷却系及び1次補助冷却系（機器・配管）については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを検出できるものとする。</p> <p>五 1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内に制御する。また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。</p> <p>3 について<br/>(省略)</p> | <p><u>1次オーバフロー系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の容器・配管・ポンプ・弁の一部並びに回転プラグが該当する。</u>原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するよう設計するものとしており、<u>原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器の材料には、高温強度及びナトリウムとの共存性に優れ、かつ、低温においても高い破壊じん性を有し、脆性的挙動を示すことのないオーステナイト系ステンレス鋼を用いる。また、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の熱的過渡変化を緩和する設計とし、プラント寿命中想定される回数の予想される運転状態において生じると考えられる熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに対して、十分な強度を有することを詳細設計における応力評価値が許容応力値を下回ること等により確認する。</u></p> <p>二及び四 <u>について</u></p> <p>原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器（冷却材を保持する部分）、1次主冷却系及び1次補助冷却系（機器・配管）については二重構造とするとともに、<u>仕切板等により容積を制限することにより、</u>万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を<u>1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）</u>に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、<u>容器及び配管の形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、</u>原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを<u>速やかに、かつ、確実に</u>検出できるものとする。</p> <p>五 <u>について</u></p> <p>1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内に制御する。また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。</p> <p>3 について<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p data-bbox="676 233 1026 264">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul data-bbox="706 279 982 352" style="list-style-type: none"><li data-bbox="706 279 878 310">3. 原子炉本体</li><li data-bbox="706 323 982 352">5. 原子炉冷却系統施設</li></ul> | <p data-bbox="1917 233 2267 264">添付書類八の以下の項目参照</p> <ul data-bbox="1947 279 2223 352" style="list-style-type: none"><li data-bbox="1947 279 2119 310">3. 原子炉本体</li><li data-bbox="1947 323 2223 352">5. 原子炉冷却系統施設</li></ul> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(残留熱を除去することができる設備)<br/>第五十六条 (省略)</p>   | <p>(残留熱を除去することができる設備)<br/>第五十六条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系及び2次主冷却系は、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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように設計する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">             添付書類八の以下の項目参照<br/>5. 原子炉冷却系統施設           </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">             添付書類十の以下の項目参照<br/>2. 運転時の異常な過渡変化<br/>3. 設計基準事故           </div> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>一及び二</u> について</p> <p>原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系及び2次主冷却系は、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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータ (<u>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度</u>) が設計値を超えないように設計する。</p> <p><u>ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。なお、通常運転時の1次冷却材温度は、原子炉出口で約456℃、原子炉入口で約350℃であり、2次冷却材温度は、主中間熱交換器出口で約440℃、主中間熱交換器入口で約320℃である。</u></p> <p><u>燃料は、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、必要に応じて、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等の措置を講じることにより、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度について、許容設計限界である熱設計基準値を超えることがないように設計されている。また、当該事象において、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれはなく、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次的損傷が生じることがないため、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータは設計値を超えない。</u></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">             添付書類八の以下の項目参照<br/>5. 原子炉冷却系統施設           </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">             添付書類十の以下の項目参照<br/>2. 運転時の異常な過渡変化<br/>3. 設計基準事故           </div> </div> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)<br/>第五十七条 (省略)</p>   | <p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)<br/>第五十七条 (変更なし)</p>   |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</p> <p>(1) 1次主冷却系</p> <p>(i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。</p> <p>(ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。</p> <p>(iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。</p> <p>(2) 2次主冷却系</p> <p>2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。</p> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>5. 原子炉冷却系統施設</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類十の以下の項目参照</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>3. 設計基準事故</p> </div> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>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、原子炉施設において発生した熱は、最終ヒートシンクである大気に確実に伝達できるように設計する。</u></p> <p>1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</p> <p>(1) 1次主冷却系</p> <p>(i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。</p> <p>(ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。</p> <p>(iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。</p> <p>(2) 2次主冷却系</p> <p>2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。</p> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類八の以下の項目参照</p> <p>5. 原子炉冷却系統施設</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>添付書類十の以下の項目参照</p> <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>3. 設計基準事故</p> </div> |

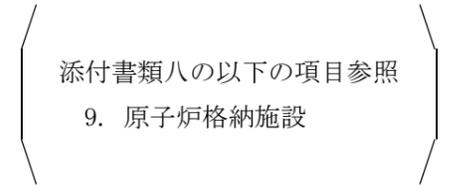
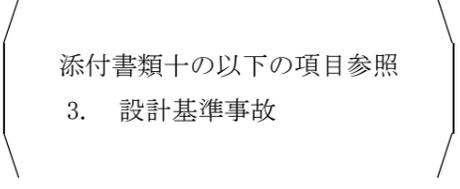
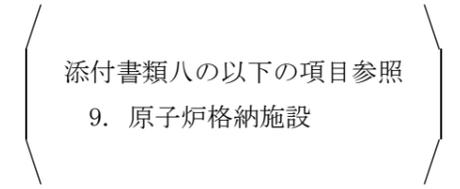
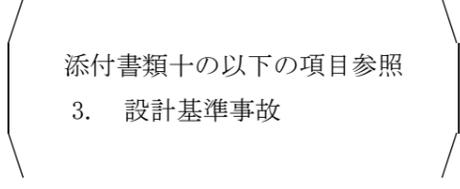
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <div data-bbox="261 184 1391 275" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (計測制御系統施設)<br/>           第五十八条 (省略)         </div> <p data-bbox="240 323 510 354">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="240 459 1457 850"> <u>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。</u> </p> | <div data-bbox="1495 184 2626 275" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">           (計測制御系統施設)<br/>           第五十八条 (変更なし)         </div> <p data-bbox="1475 323 1745 354">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1475 415 1718 447"><u>一及び二 について</u></p> <p data-bbox="1495 459 2712 806"> <u>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、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測定範囲を有するものとする。</u> </p> <p data-bbox="1475 863 1641 894"><u>三 について</u></p> <p data-bbox="1495 907 2712 1253"> <u>計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。当該パラメータには、「線形出力系核計装指示値(3チャンネル)」、「原子炉出口冷却材温度」、「原子炉入口冷却材温度」、「原子炉容器内液位」、「1次冷却材流量」、「格納容器内の圧力及び温度」が該当する。これらについては、通常運転時、設計基準事故時及び設計基準事故収束後の原子炉停止時の値並びに関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する十分な測定範囲を確保することで、十分な期間にわたり、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずることができるものとする。</u> </p> <p data-bbox="1495 1266 2712 1478"> <u>さらに、これらのパラメータは、中央制御室において監視できるものとしている。中央制御室は、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、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計としており、これらのパラメータを、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な期間にわたり監視及び記録できる。</u> </p> <p data-bbox="1495 1491 2712 1703"> <u>なお、「放射性物質の放出量の把握」、「周辺環境における放射線量率等の状況の把握」、「従事者の建屋立入りのための放射線量率の状況の把握」は、放射線管理施設である「排気筒モニタ」、「屋外管理用モニタリングポスト」及び「格納容器内高線量エリアモニタ」により達成される。「放射能障壁の健全性の把握」は、「格納容器内の圧力及び温度」の監視により達成される。これらの情報は、プラント内の温度、圧力等の情報とともに、事故状況の把握や事故処理操作に有益な情報となる。</u> </p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p data-bbox="641 180 1056 361">添付書類八の以下の項目参照<br/>6. 計測制御系統施設</p> | <p data-bbox="1875 180 2291 361">添付書類八の以下の項目参照<br/>6. 計測制御系統施設</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(原子炉停止系統)<br/>第五十九条 (省略)</p>   | <p>(原子炉停止系統)<br/>第五十九条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>原子炉施設には、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉スクラム時には、制御棒及び後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。また、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、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、原子炉を未臨界に移行ことができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する2本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。</p> <p>2 について</p> <p>制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。「添付書類 10 2. 運転時の異常</p> | <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p><u>一 について</u></p> <p>原子炉施設には、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設ける。<u>制御棒及び制御棒駆動系と後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は相互に独立したものを設けるものとし、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれない設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。</u>原子炉スクラム時には、制御棒及び後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。</p> <p><u>二及び三 について</u></p> <p>制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。また、<u>各制御棒に使用する4式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒(4本)の反応度価値は0.070 Δk/k以上とし、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても0.015 Δk/k以上の反応度停止余裕を確保できるよう設計することから、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、原子炉を未臨界に移行ことができ、かつ、低温状態(ここでは、100℃の体系)において未臨界を維持できるものとする。</u></p> <p>後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する2本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。<u>(ここでは、350℃の体系)。後備炉停止制御棒の反応度制御能力は0.014 Δk/k以上とし、350℃の体系において0.008 Δk/k以上の反応度停止余裕を確保できるよう設計することから、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行することができる。また、各後備炉停止制御棒に使用する2式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉保護系と後備炉停止系用論理回路は、独立した盤に設置することで、独立性を確保した設計とする。</u></p> <p><u>なお、原子炉保護系が作動した場合には、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すものとするが、設計基準事故等の評価においては制御棒の挿入のみを考慮する。</u></p> <p><u>スクラム時挿入時間(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間)は、0.8s以下とする。</u></p> <p>2 について</p> <p>制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。「添付書類 10 2. 運転時の異常</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの破損、及び炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊が生じることはない。</p> <p>3 について<br/>(省略)</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 5px; width: 200px;"> 添付書類八の以下の項目参照<br/> 3. 原子炉本体<br/> 6. 計測制御系統施設 </div> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 5px; width: 200px;"> 添付書類十の以下の項目参照<br/> 2. 運転時の異常な過渡変化<br/> 3. 設計基準事故 </div> </div> | <p>な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」、「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 3. 設計基準事故 3.3 燃料スランピング事故」に示すように、<u>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</u>、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの破損、及び炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊が生じることはない。</p> <p>3 について<br/>(変更なし)</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 5px; width: 200px;"> 添付書類八の以下の項目参照<br/> 3. 原子炉本体<br/> 6. 計測制御系統施設 </div> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 5px; width: 200px;"> 添付書類十の以下の項目参照<br/> 2. 運転時の異常な過渡変化<br/> 3. 設計基準事故 </div> </div> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(原子炉格納施設)<br/>第六十条 (省略)</p>   | <p>(原子炉格納施設)<br/>第六十条 (変更なし)</p>  |
| <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</p> <p><u>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</u></p> | <p>適合のための設計方針</p> <p><u>1 について</u></p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。<u>アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものである。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</u></p> <p><u>2 について</u></p> <p>格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</p> <p><u>格納容器耐圧部の材料には、設計圧力、設計温度及び荷重条件等の使用条件に対して、十分な強度を有し、かつ、溶接性の優れた炭素鋼を使用する。最低使用温度を考慮した衝撃試験により、使用材料が十分な破壊じん性を有することを確認し、所定の漏えい率を超えることがないものとする。</u></p> <p><u>3 について</u></p> <p><u>格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。ただし、原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものであるため、隔離弁を設けない。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする（通常運転時において、事前に「閉」とするものを除く。）。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあって</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリとし、格納容器（床上）を空気雰囲気、格納容器（床下）を窒素雰囲気とする（ただし、原子炉停止中において、機器保守等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする）。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  <p>添付書類八の以下の項目参照<br/>9. 原子炉格納施設</p> </div> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  <p>添付書類十の以下の項目参照<br/>3. 設計基準事故</p> </div> <p>1.9 参考文献</p> | <p>も、隔離機能を喪失しないものとする。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している配管については、隔離弁を設けないことができる。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。</p> <p><u>4 について</u></p> <p>通常運転時において、アニュラス部の内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。アニュラス部排気設備の排風機及び非常用ガス処理装置は、<u>単一故障を仮定しても、その安全機能が達成できるように、2基設けるものとする。</u></p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  <p>添付書類八の以下の項目参照<br/>9. 原子炉格納施設</p> </div> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  <p>添付書類十の以下の項目参照<br/>3. 設計基準事故</p> </div> <p>1.9 参考文献</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(1) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日了承（平成13年3月29日一部改訂）</p> <p>(2) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」、平成3年7月18日決定（平成13年3月29日一部改訂）</p> <p>(3) 原子力規制委員会、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規研発第13112721号、平成25年11月27日制定</p> | <p>(1) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日了承（平成13年3月29日一部改訂）</p> <p>(2) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」、平成3年7月18日決定（平成13年3月29日一部改訂）</p> <p>(3) 原子力規制委員会、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規研発第13112721号、平成25年11月27日制定</p> <p><u>(4) Specific Safety Requirements (No. SSR-3) “Safety of Research Reactors ” (IAEA September 2016)</u></p> <p><u>(5) 広域的な火山防災対策に係る検討会（第3回）資料2 内閣府</u></p> <p><u>(6) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司, コンクリート工学, Vol.42, 2004</u></p> <p><u>(7) 「新編火山灰アトラス [日本列島とその周辺] 第2刷」町田洋ほか, 東京大学出版会, 2011</u></p> <p><u>(8) 「理科年表 (2017)」国立天文台編</u></p> <p><u>(9) 「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人, 末吉秀一他, 防食技術 Vol.39, 1990</u></p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（2. プラント配置並びに建物・構築物の概要）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>2. プラント配置並びに建物・構築物の概要</p> <p>2.1 全体配置</p> <p>大洗研究所（南地区）の敷地の面積は、約 160 万 m<sup>2</sup> であり、大洗研究所（北地区）と共用している。当該敷地の東西の幅は約 1.2km、南北の幅は約 1.9km である。原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究所（南地区）敷地内には、原子炉の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約 620m の位置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所（北地区）の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向約 900m の位置に南門がある。原子炉施設の位置を第 2.1 図に示す。</p> <p>原子炉施設の全体配置図を第 2.2 図に示す。原子炉施設は、主要な建物として、原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を有し、そのほぼ中心に格納容器が配置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接して、主排気筒を設ける。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を配置する。さらに、主冷却機建物の南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を配置する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理建物及び廃棄物処理建物を配置する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料集合体試験施設が、北東方向には照射装置組立検査施設が位置する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建物を配置する。また、大洗研究所（南地区）南受電所から商用電源（外部電源）を受電する設備は、主冷却機建物の南東方向に設ける。</p> <p>原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等において分岐するものとする。なお、安全施設を含む区域は、原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。また、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるようにする。</p> <p>原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、<u>設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する</u></p> <p>2.2 主要な建物及び構築物 (省略)</p> <p>第 2.1 図～第 2.15 図 (省略)</p> | <p>2. プラント配置並びに建物・構築物の概要</p> <p>2.1 全体配置</p> <p>大洗研究所（南地区）の敷地の面積は、約 160 万 m<sup>2</sup> であり、大洗研究所（北地区）と共用している。当該敷地の東西の幅は約 1.2km、南北の幅は約 1.9km である。原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究所（南地区）敷地内には、原子炉の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約 620m の位置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所（北地区）の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向約 900m の位置に南門がある。原子炉施設の位置を第 2.1 図に示す。</p> <p>原子炉施設の全体配置図を第 2.2 図に示す。原子炉施設は、主要な建物として、原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を有し、そのほぼ中心に格納容器が配置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接して、主排気筒を設ける。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を配置する。さらに、主冷却機建物の南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を配置する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理建物及び廃棄物処理建物を配置する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料集合体試験施設が、北東方向には照射装置組立検査施設が位置する。</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建物を配置する。また、大洗研究所（南地区）南受電所から商用電源（外部電源）を受電する設備は、主冷却機建物の南東方向に設ける。</p> <p>原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等において分岐するものとする。なお、安全施設を含む区域は、原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。また、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるようにする。</p> <p>原子炉施設の<u>建物内には安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、安全避難通路等に設置した避難用の照明の一部については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、中央制御室にあっては常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとする</u>とともに、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。</p> <p>2.2 主要な建物及び構築物 (変更なし)</p> <p>第 2.1 図～第 2.15 図 (変更なし)</p> |

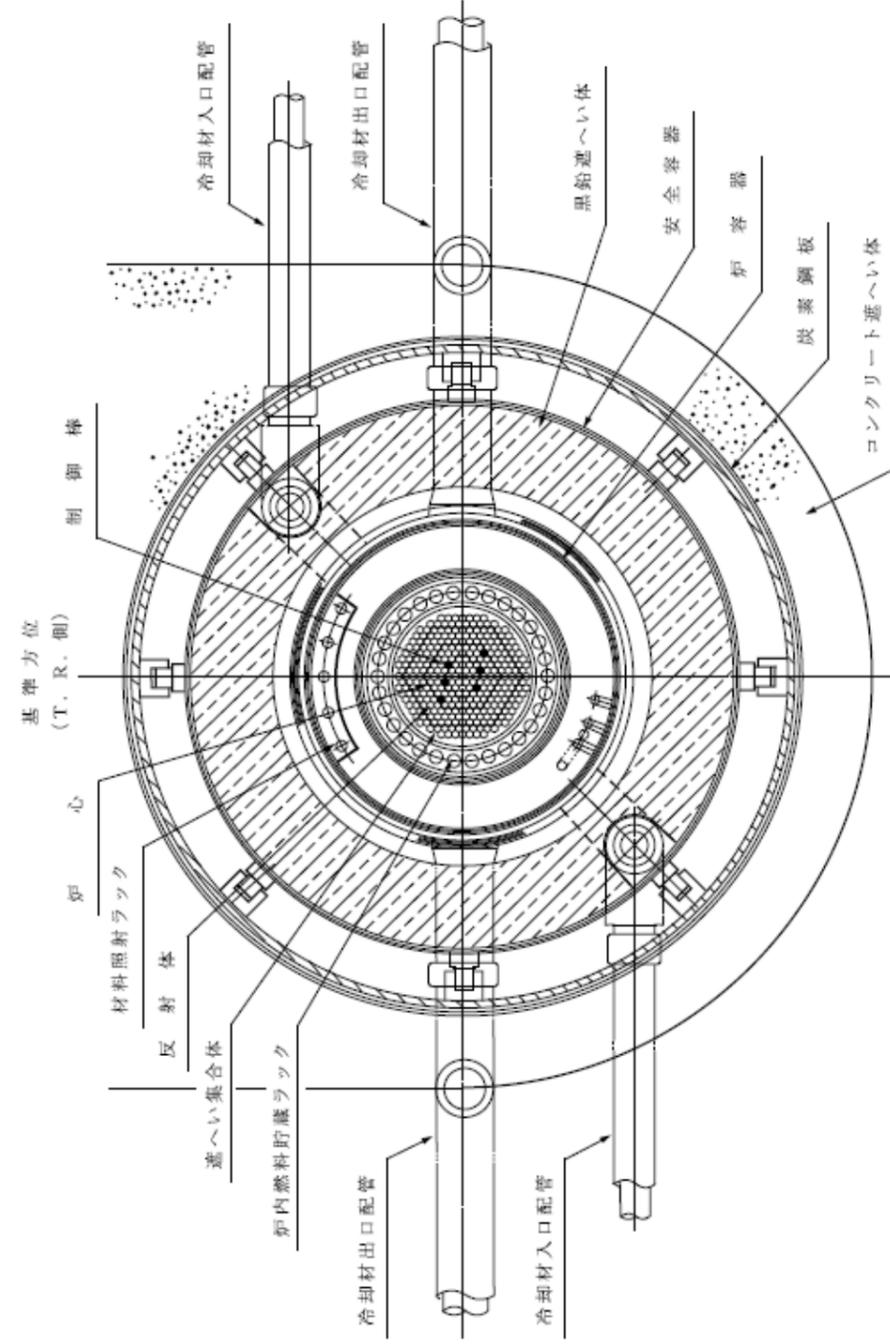
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（3. 原子炉本体）】

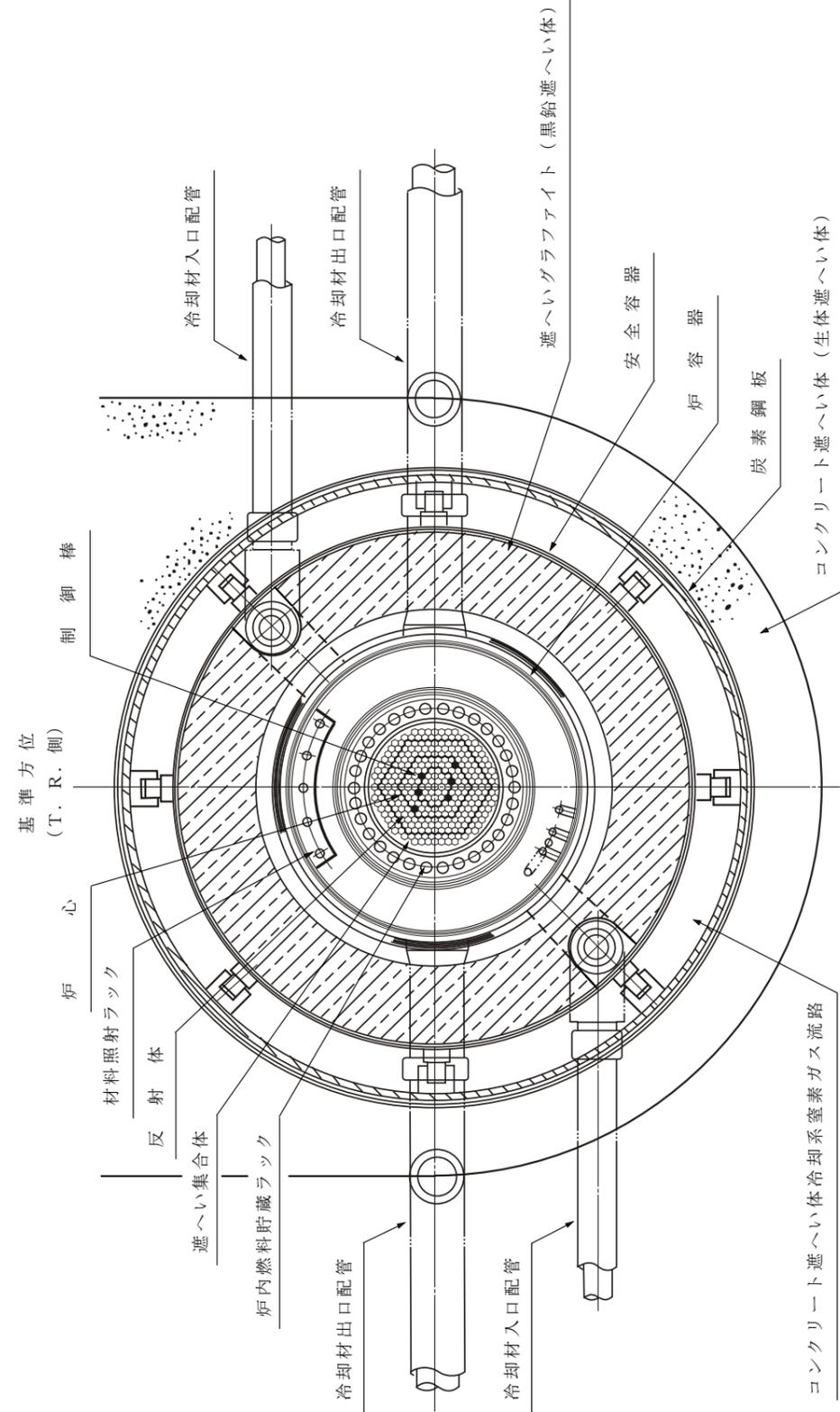
| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>3. 原子炉本体</p> <p>3.1 概要<br/>(省略)</p> <p>第 3.1.1 図 (省略)</p> | <p>3. 原子炉本体</p> <p>3.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>第 3.1.1 図 (変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

変更後



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

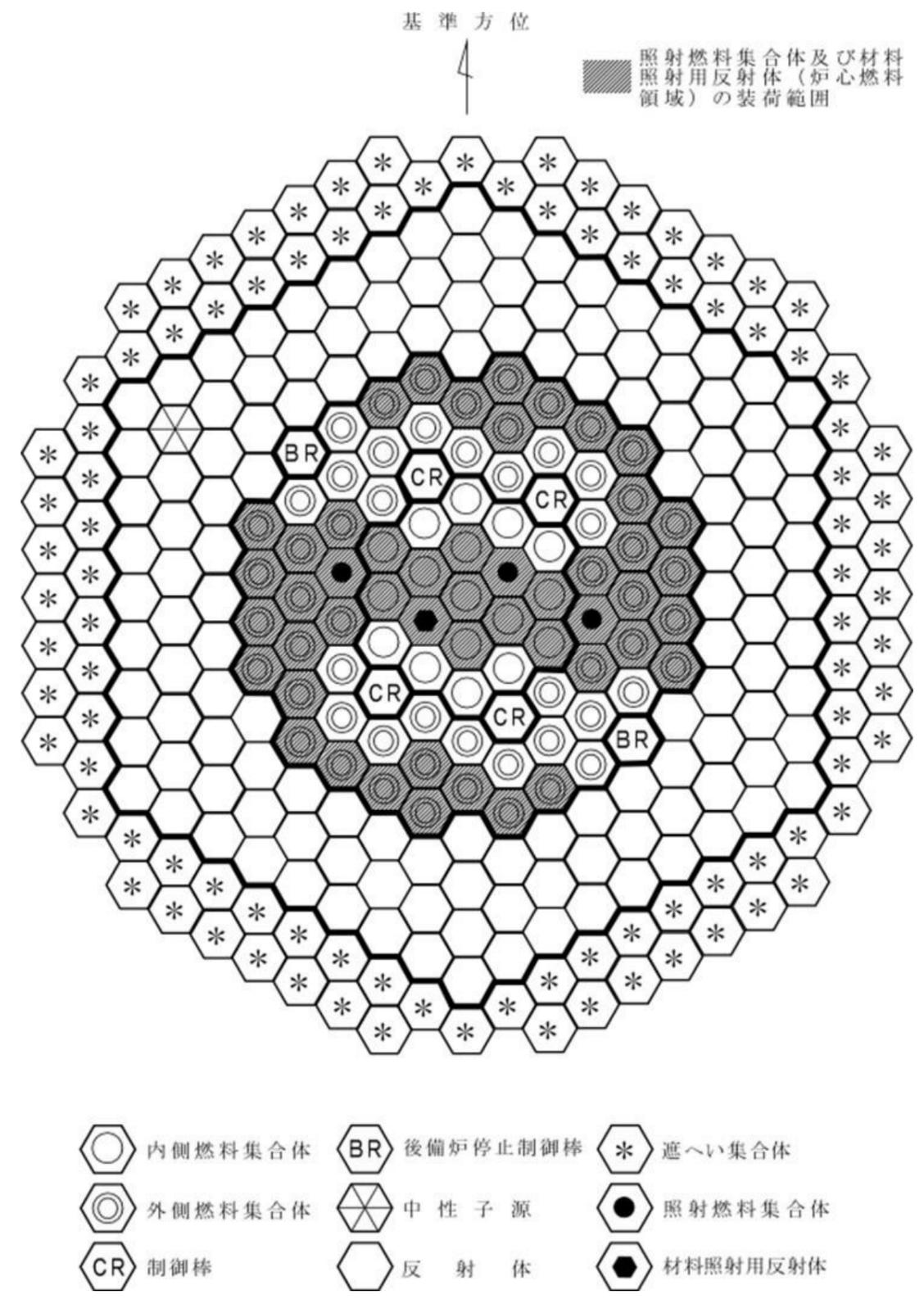
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>3.2 炉心</p> <p>炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW としたMK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。</p> <p>(1) 構造</p> <p>炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。</p> <p>炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。</p> <p>半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。</p> <p>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並</p> | <p>3.2 炉心</p> <p>炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW としたMK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。</p> <p>(1) 構造</p> <p>炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。</p> <p>炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。<u>また、内側燃料領域及び外側燃料領域の上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を配置する。</u>炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。</p> <p>また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。<u>制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。</u>なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。</p> <p>半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。</p> <p><u>反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。</u></p> <p><u>遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。</u></p> <p><u>炉心第 7 列には、中性子源 1 体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。</u></p> <p>また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。</p> <p>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。</p> <p>炉心燃料領域高さ 約 50cm<br/> 炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm<br/> 軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm<br/> 下部 約 38cm<br/> 半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm<br/> 半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm<br/> 炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm</p> <p>(2) 燃料集合体の最大挿入量</p> <p>燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大) 及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大) を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。</p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体<br/> 炉心燃料集合体の最大個数 79 体<br/> 照射燃料集合体の最大個数 4 体<br/> 炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)<br/> <math>^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}</math> 約 150kg<br/> <math>^{235}\text{U}</math> 約 100kg<br/> 熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大)<br/> 天然ウラン 約 1kg<br/> 劣化ウラン 約 50kg</p> <p>照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B 型、C 型及び D 型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A 型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> | <p>びに炉心構造物等は、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、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。</p> <p>炉心燃料領域高さ 約 50cm<br/> 炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm<br/> 軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm<br/> 下部 約 38cm<br/> 半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm<br/> 半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm<br/> 炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm</p> <p>(2) 燃料集合体の最大挿入量</p> <p>燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大) 及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大) を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。</p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体<br/> 炉心燃料集合体の最大個数 79 体<br/> 照射燃料集合体の最大個数 4 体<br/> 炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)<br/> <math>^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}</math> 約 150kg<br/> <math>^{235}\text{U}</math> 約 100kg<br/> 熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大)<br/> 天然ウラン 約 1kg<br/> 劣化ウラン 約 50kg</p> <p>照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B 型、C 型及び D 型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A 型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p><u>また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料 (ステンレス鋼又は制御棒用材料等) の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラッパ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。</u></p> <p><u>なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置 (本体設備) は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置 (本体設備) の周囲に設置する照射用実験装置 (スペクトル調整設備) は最大 6 体とする。</u></p> |

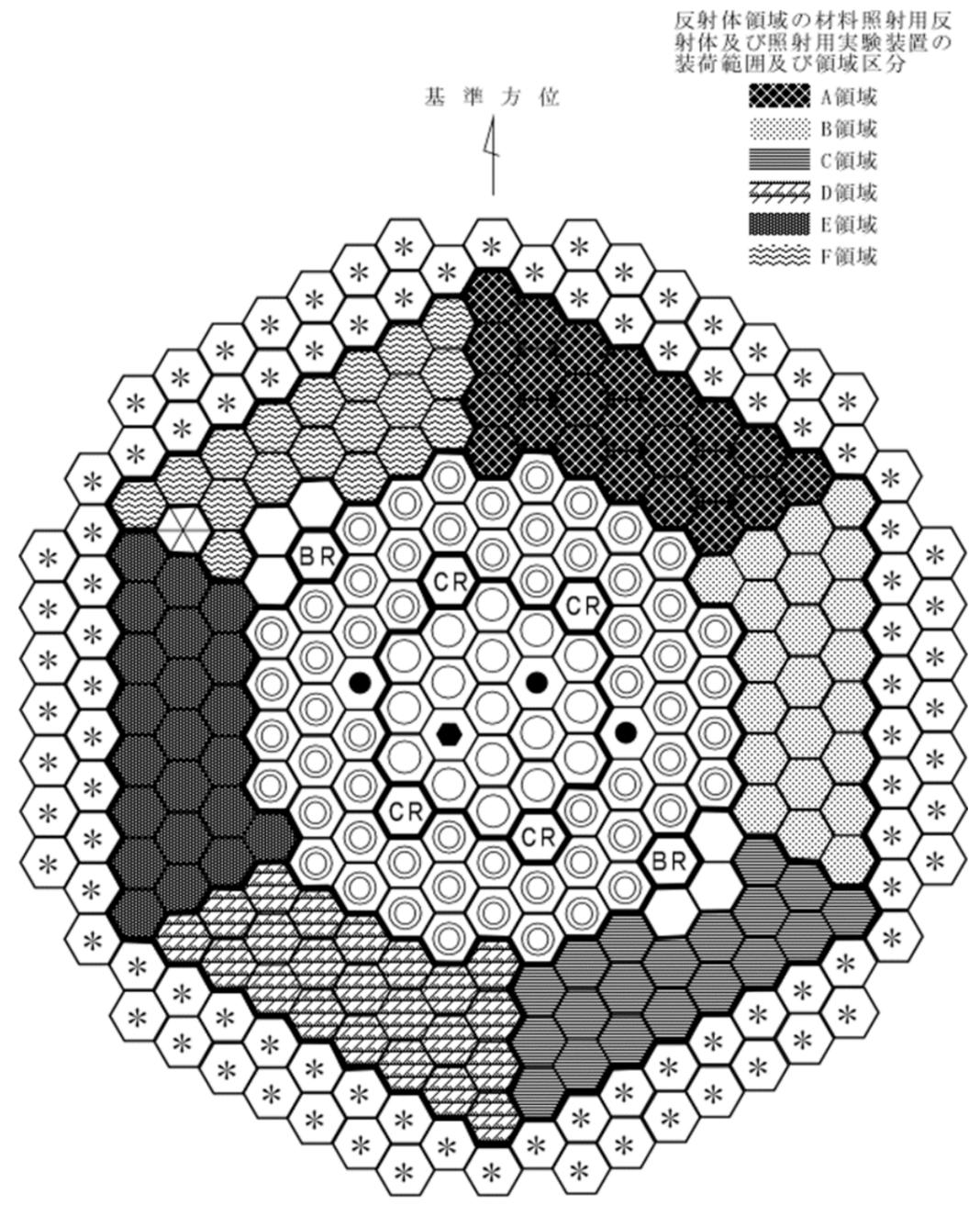
| 変更前 (2021.12.2 付補正)                         | 変更後   |
|---|---|
| <p>第 3.2.1 表 (省略)</p> <p>第 3.2.1 図 (省略)</p> | <p><u>なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。</u></p> <p><u>照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。</u></p> <p><u>反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 3.2.3 図に示す。</u></p> <p>第 3.2.1 表 (変更なし)</p> <p>第 3.2.1 図 (変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第3.2.2図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体(炉心燃料領域)の装荷範囲



反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域

-  内側燃料集合体
-  後備炉停止制御棒
-  遮へい集合体
-  外側燃料集合体
-  中性子源
-  照射燃料集合体
-  制御棒
-  反射体
-  材料照射用反射体

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>3.3 炉心構成</p> <p>炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1 図参照）。</p> <p>標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが、装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。</p> | <p>3.3 炉心構成</p> <p><u>「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。</u></p> <p><u>炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計にあたっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1 図参照）。</u></p> <p>標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。</p> <p><u>炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。</u></p> <p><u>実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。</u></p> <p><u>設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>過剰反応度</u></li> <li>・ <u>反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）</u></li> <li>・ <u>最大反応度添加率（主炉停止系）</u></li> <li>・ <u>反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）</u></li> <li>・ <u>反応度係数（ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）</u></li> </ul> <p><u>これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の<u>方法</u>において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。</p> <p>運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p>第 3.3.1 表 (省略)</p> <p>3.4 核設計</p> <p>3.4.1 設計方針 (核設計基準)<br/>(省略)</p> <p>3.4.2 計算方法</p> <p>核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。</p> <p>3次元モデルは、Tri-Z モデル及びXYZ モデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZ モデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第 3.4.1 図に示す。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第 3.4.1 表に示す。</p> <p>炉定数は、JFS-3-J3.2R セット<sup>(1)</sup>を使用する。エネルギー群数は 70 群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算では、7 群縮約定数を使用する。核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II 炉心やMK-III 炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を</p> | <p>料の許容設計限界 (熱設計基準値) を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合であっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。</p> <p>照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の<u>計画</u>において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。</p> <p><u>当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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、燃料の許容設計限界 (熱設計基準値) を超えない。</u></p> <p>運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。<u>なお、核的制限値は、燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力及び反応度添加率に対する制限値である。</u>炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p><u>運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項 (個数、熱的制限値、核的制限値) の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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、燃料の許容設計限界 (熱設計基準値) を超えない。</u></p> <p>第 3.3.1 表 (変更なし)</p> <p>3.4 核設計</p> <p>3.4.1 設計方針 (核設計基準)<br/>(変更なし)</p> <p>3.4.2 計算方法</p> <p>核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。</p> <p>3次元モデルは、Tri-Z モデル及びXYZ モデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZ モデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第 3.4.1 図に示す。<u>なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。</u>また、核設計計算で使用する主な計算コードを第 3.4.1 表に示す。</p> <p>炉定数は、JFS-3-J3.2R セット<sup>(1)</sup>を使用する。エネルギー群数は 70 群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算では、7 群縮約定数を使用する。<u>なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す<sup>(2), (3), (4)</sup>。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が 1.0308、計算値が 1.0276 となった。</li> <li>・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は 1.04 となった。</li> <li>・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は 1.04 となった。</li> <li>・ 出力分布については、MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。</li> </ul> <p>なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。</p> <p>3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕</p> <p>(1) 最大過剰反応度</p> <p>定格出力時における最大過剰反応度は 0.020 <math>\Delta k/k</math> となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。また、100℃の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 0.015 <math>\Delta k/k</math> となる。上記より、100℃の体系における最大過剰反応度は、0.035 <math>\Delta k/k</math> 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第 3.4.2 表に示す。</p> <p>(2) 反応度停止余裕</p> <p>制御棒は、ワンロードスタック時にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するも</p> | <p>核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す<sup>(2), (3), (4)</sup>。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が 1.0308、計算値が 1.0276 となった。<u>過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。</u></li> <li>・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は 1.04 となった。<u>制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。</u></li> <li>・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は 1.04 となった。<u>反応度係数の不確かさの設定において、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。</u></li> <li>・ 出力分布については、MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。</li> </ul> <p>なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。</p> <p>3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕</p> <p>(1) 最大過剰反応度</p> <p><u>最大過剰反応度は、サイクル運転（60 日）末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。</u></p> <p>定格出力時における最大過剰反応度は 0.020 <math>\Delta k/k</math> となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。</p> <p>また、100℃の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 0.015 <math>\Delta k/k</math> となる。</p> <p>上記より、100℃の体系における最大過剰反応度は、0.035 <math>\Delta k/k</math> 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第 3.4.2 表に示す。</p> <p>(2) 反応度停止余裕</p> <p>制御棒は、ワンロードスタック時にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、<u>保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度価値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>のとする。上述の評価により、制御棒 4 本挿入時の反応度値は <math>0.070 \Delta k/k</math> 以上となる。また、反応度停止余裕は <math>0.015 \Delta k/k</math> 以上 (ワンロードスタック時) となる。また、後備炉停止制御棒 2 本挿入時の反応度値は <math>0.014 \Delta k/k</math> 以上となり、<math>350^\circ\text{C}</math> の体系における反応度停止余裕は <math>0.008 \Delta k/k</math> 以上となる。</p> <p>(3) 制御棒ストローク曲線</p> <p>制御棒ストローク曲線を第 3.4.2 図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約 <math>0.00016 \Delta k/k/s</math> である。</p> <p>3.4.4 反応度係数</p> <p>(1) ドップラ係数</p> <p>通常運転時及び 1 次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第 3.4.3 表に示す。第 3.4.3 表に示すように、ドップラ係数は負となる。</p> <p>(2) 温度係数 (ドップラ効果を除く。)</p> <p>温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第 3.4.4 表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材 (被覆管を含む。)、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。</p> <p>(3) ナトリウムボイド反応度</p> <p>ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の 1 次冷却材全喪失時の反応度の変化 (ナトリウムボイド反応度) は <math>-0.019 \Delta k/k</math> となる。</p> <p>3.4.5~3.4.8<br/>(省略)</p> <p>第 3.4.1 表~第 3.4.2 表 (省略)</p> | <p>成の変動等を考慮するものとする。</p> <p>上述の評価により、制御棒 4 本挿入時の反応度値は <math>0.070 \Delta k/k</math> 以上となる。また、反応度停止余裕は <math>0.015 \Delta k/k</math> 以上 (ワンロードスタック時) となる。また、後備炉停止制御棒 2 本挿入時の反応度値は <math>0.014 \Delta k/k</math> 以上となり、<math>350^\circ\text{C}</math> の体系における反応度停止余裕は <math>0.008 \Delta k/k</math> 以上となる。</p> <p>(3) 制御棒ストローク曲線</p> <p>制御棒ストローク曲線を第 3.4.2 図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約 <math>0.00016 \Delta k/k/s</math> である。</p> <p><u>なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。</u></p> <p>3.4.4 反応度係数</p> <p><u>反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数については <math>\pm 20\%</math>、それ以外については <math>\pm 30\%</math> の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。</u></p> <p>(1) ドップラ係数</p> <p>通常運転時及び 1 次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第 3.4.3 表に示す。第 3.4.3 表に示すように、ドップラ係数は負となる。</p> <p>(2) 温度係数 (ドップラ効果を除く。)</p> <p>温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第 3.4.4 表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材 (被覆管を含む。)、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。</p> <p>(3) ナトリウムボイド反応度</p> <p>ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の 1 次冷却材全喪失時の反応度の変化 (ナトリウムボイド反応度) は <math>-0.019 \Delta k/k</math> となる。<u>運転上の制限又は条件の範囲は、<math>-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k</math> とする。</u></p> <p>3.4.5~3.4.8<br/>(変更なし)</p> <p>第 3.4.1 表~第 3.4.2 表 (変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位: Tdk/dT)

|            | ドップラ係数                |
|------------|-----------------------|
| 通常運転時      | $-2.4 \times 10^{-3}$ |
| 1 次冷却材全喪失時 | $-2.0 \times 10^{-3}$ |

第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位:  $\Delta k/k/^\circ C$ )

|           | 温度係数                   |
|-----------|------------------------|
| 燃料温度係数    | $-3.2 \times 10^{-6}$  |
| 構造材温度係数   | $-1.3 \times 10^{-6}$  |
| 冷却材温度係数   | $-9.6 \times 10^{-6}$  |
| 炉心支持板温度係数 | $-14.2 \times 10^{-6}$ |

第 3.4.5 表 (省略)

第 3.4.1 図～第 3.4.2 図 (省略)

### 3.5 熱設計

#### 3.5.1 設計方針

##### (1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

(i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に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、燃料の許容設計限界（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

(iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

##### (2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用

変更後

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位: Tdk/dT)

|            | ドップラ係数                | 運転上の制限又は条件の範囲                    |
|------------|-----------------------|----------------------------------|
| 通常運転時      | $-2.4 \times 10^{-3}$ | $-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$ |
| 1 次冷却材全喪失時 | $-2.0 \times 10^{-3}$ |                                  |

第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位:  $\Delta k/k/^\circ C$ )

|           | 温度係数                   | 運転上の制限又は条件の範囲                     |
|-----------|------------------------|-----------------------------------|
| 燃料温度係数    | $-3.2 \times 10^{-6}$  | $-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$  |
| 構造材温度係数   | $-1.3 \times 10^{-6}$  | $-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$  |
| 冷却材温度係数   | $-9.6 \times 10^{-6}$  | $-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$ |
| 炉心支持板温度係数 | $-14.2 \times 10^{-6}$ | $-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$  |

第 3.4.5 表 (変更なし)

第 3.4.1 図～第 3.4.2 図 (変更なし)

### 3.5 熱設計

#### 3.5.1 設計方針

##### (1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

(i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に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、燃料の許容設計限界（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

(iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

##### (2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針に基づいて熱設計を行う。</p> <p>(i) ~ (vi)<br/>(省略)</p> <p>(3) 照射用実験装置 (本体設備)<br/>(省略)</p> <p>3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値</p> <p>3.5.2.1 熱設計基準値</p> <p>(1) 炉心燃料集合体<br/>(省略)</p> <p>(2) 照射燃料集合体</p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(省略)</p> <p>(iii) 先行試験用要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。ただし、酸化燃料燃料にあつては、溶融温度を超える設計をする場合があるが、最大溶融割合は、30%とする。</p> | <p>要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針に基づいて熱設計を行う。</p> <p>(i) ~ (vi)<br/>(変更なし)</p> <p><u>照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため、設置変更許可申請の段階にあつては、想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定の範囲に限定する。</u></p> <p><u>熱設計基準値及び熱的制限値にあつては、当該仕様の組合せを考慮し、燃料最高温度又は燃料最大溶融割合 (径方向断面における溶融割合の最大)、被覆管最高温度 (肉厚中心) 及び冷却材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限値を定める。なお、熱設計基準値及び熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、確定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値及び熱的制限値を設定するため、当該値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値及び熱的制限値を下回る場合がある。</u></p> <p><u>熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数についても、設置変更許可申請の段階で、代表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めるものとする。</u></p> <p><u>また、熱設計に使用する工学的安全係数にあつては、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出力の測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依存するものについては、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定める。</u></p> <p>(3) 照射用実験装置 (本体設備)<br/>(変更なし)</p> <p>3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値</p> <p>3.5.2.1 熱設計基準値</p> <p>(1) 炉心燃料集合体<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 照射燃料集合体</p> <p><u>照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱設計基準値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱設計基準値を定める。</u></p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(変更なし)</p> <p>(iii) 先行試験用要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。ただし、酸化燃料燃料にあつては、溶融温度を超える設計をする場合があるが、最大溶融割合は、30%とする。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>b. 被覆管最高温度 (肉厚中心) は、<u>890℃</u>とする。</p> <p>c. 内壁構造容器最高温度 (肉厚中心) は、890℃とする。</p> <p>d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(iv) 基礎試験用要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。</p> <p>b. 被覆管最高温度 (肉厚中心) は、<u>890℃</u>とする。</p> <p>c. 密封構造容器最高温度 (肉厚中心) は、890℃とする。</p> <p>d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(v) ~ (vi)</p> <p>(省略)</p> <p>(3) 照射用実験装置</p> <p>(省略)</p> <p>3.5.2.2 熱的制限値</p> <p>(1) 炉心燃料集合体</p> <p>燃料最高温度 2,350℃</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 620℃</p> <p>(2) 照射燃料集合体</p> <p>(i) ~ (vi)</p> <p>(省略)</p> <p>(3) 照射用実験装置 (本体設備)</p> <p>(省略)</p> <p>3.5.3~3.5.5</p> <p>(省略)</p> <p>3.5.6 工学的安全係数</p> <p>熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、原子炉熱出力の測定誤差等を含む<sup>(3)</sup>。熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。</p> | <p>b. 被覆管最高温度 (肉厚中心) は、<u>急速加熱による破断温度以下</u>とする。</p> <p>c. 内壁構造容器最高温度 (肉厚中心) は、890℃とする。</p> <p>d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(iv) 基礎試験用要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。</p> <p>b. 被覆管最高温度 (肉厚中心) は、<u>急速加熱による破断温度以下</u>とする。</p> <p>c. 密封構造容器最高温度 (肉厚中心) は、890℃とする。</p> <p>d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(v) ~ (vi)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(3) 照射用実験装置</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.5.2.2 熱的制限値</p> <p>(1) 炉心燃料集合体</p> <p>燃料最高温度 2,350℃</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 620℃</p> <p>(2) 照射燃料集合体</p> <p><u>照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。</u></p> <p>(i) ~ (vi)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(3) 照射用実験装置 (本体設備)</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.5.3~3.5.5</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.5.6 工学的安全係数</p> <p>熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、<u>燃料仕様によらず共通する原子炉熱出力の測定誤差等を含む<sup>(3)</sup>。</u></p> <p><u>なお、照射燃料集合体にあつては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。</u></p> <p>熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>工学的安全係数</p> <p>炉心燃料集合体</p> <p>燃料ペレット 約 1.19</p> <p>被覆管 約 1.19</p> <p>冷却材 約 1.18</p> <p>照射燃料集合体 1.05</p> <p>3.5.7～3.5.9<br/>(省略)</p> <p>3.5.10 参考文献</p> <p>(1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p.323-333.</p> <p>(2) 大高雅彦他、「サブチャンネル解析コード ASERE-III の検証」、PNC-TN9410 96-212 (1984)</p> <p>(3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和 59 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 A 5 3 (1984)</p> <p>(4) M.Kato et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels", J.Nucl. Sci.Technol., 48:4, 646-653 (2011)</p> <p>(5) "Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures", The International Nickel Company (1963)</p> <p>(6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価 (「常陽」IV 型特殊燃料要素用被覆管)」、PNC-TN9430 90-003 (1990)</p> <p>(7) O.E.Dwyer et al., At. Energy Rev. 4,3 (1966)</p> <p>(8) R.N.Lyon, "Chem. Eng. Progr.", 47,75/79 (1951)</p> <p>(9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM", ANL-7323 (1967)</p> <p>第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)<br/>(省略)</p> | <p>用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。</p> <p>工学的安全係数</p> <p>炉心燃料集合体</p> <p>燃料ペレット 約 1.19</p> <p>被覆管 約 1.19</p> <p>冷却材 約 1.18</p> <p>照射燃料集合体 1.05</p> <p>3.5.7～3.5.9<br/>(変更なし)</p> <p>3.5.10 参考文献</p> <p>(1)H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p.323-333.</p> <p>(2)大高雅彦他、「サブチャンネル解析コード ASERE-III の検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)</p> <p>(3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和 59 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 A 5 3 (1984)</p> <p>(4) M.Kato et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels", J.Nucl. Sci.Technol., 48:4, 646-653 (2011)</p> <p>(5) "Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures", The International Nickel Company (1963)</p> <p>(6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価 (「常陽」IV 型特殊燃料要素用被覆管)」、PNC-TN9430 90-003 (1990)</p> <p>(7) O.E.Dwyer et al., At. Energy Rev. 4,3 (1966)</p> <p>(8) R.N.Lyon, "Chem. Eng. Progr.", 47,75/79 (1951)</p> <p>(9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM", ANL-7323 (1967)</p> <p>第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)<br/>(変更なし)</p> |

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

| 項目       | 物性定数   | 出典  |
|----------|--|---|
| ギャップ熱伝達率 | 炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$<br>照射燃料集合体の場合<br>$hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg : ギャップ熱伝達率 (W/cm <sup>2</sup> /°C)<br>G <sub>0</sub> : 製造時直径ギャップ幅 (cm)<br>D <sub>pin</sub> : 製造時被覆管内径 (cm)<br>Q : 線出力 (W/cm)<br>C1~C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。<br>C1 : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 (W/cm <sup>2</sup> /°C)<br>C2 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (1/°C)<br>C3 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (cm/W)<br>C4 : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm) |   |
| 被覆管熱伝導度  | オーステナイト系ステンレス鋼<br>$K_c=0.132+1.3 \times 10^{-4}T_c$<br>K <sub>c</sub> : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)<br>T <sub>c</sub> : 被覆管温度 (°C)<br>高速炉用フェライト系ステンレス鋼<br>$K_c=(25.475-2.038 \times 10^{-2}T_c+1.665 \times 10^{-4}T_c^2-3.040 \times 10^{-7}T_c^3+1.727 \times 10^{-10}T_c^4) \times 10^{-2}$<br>K <sub>c</sub> : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)<br>T <sub>c</sub> : 被覆管温度 (°C)  | International Nickel Company <sup>(5)</sup><br>PNC-TN9430 90-003 <sup>(6)</sup> |

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

| 項目       | 物性定数   | 出典  |
|----------|--|---|
| ギャップ熱伝達率 | 炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$<br>照射燃料集合体の場合<br>$hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg : ギャップ熱伝達率 (W/cm <sup>2</sup> /°C)<br>G <sub>0</sub> : 製造時直径ギャップ幅 (cm)<br>D <sub>pin</sub> : 製造時被覆管内径 (cm)<br>Q : 線出力 (W/cm)<br>C1~C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。<br>C1 : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 (W/cm <sup>2</sup> /°C)<br>C2 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (1/°C)<br>C3 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (cm/W)<br>C4 : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm) |   |
| 被覆管熱伝導度  | オーステナイト系ステンレス鋼<br>$K_c=0.132+1.3 \times 10^{-4}T_c$<br>K <sub>c</sub> : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)<br>T <sub>c</sub> : 被覆管温度 (°C)<br>高速炉用フェライト系ステンレス鋼<br>$K_c=(25.475-2.038 \times 10^{-2}T_c+1.665 \times 10^{-4}T_c^2-3.040 \times 10^{-7}T_c^3+1.727 \times 10^{-10}T_c^4) \times 10^{-2}$<br>K <sub>c</sub> : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)<br>T <sub>c</sub> : 被覆管温度 (°C)  | International Nickel Company <sup>(5)</sup><br>PNC-TN9430 90-003 <sup>(6)</sup> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)<br/>(省略)</p> <p>第 3.5.2 表～第 3.5.3 表 (省略)</p> <p>第 3.5.4 表 熱特性解析結果 (1/3)<br/>(省略)</p> | <p>第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)<br/>(変更なし)</p> <p>第 3.5.2 表～第 3.5.3 表 (変更なし)</p> <p>第 3.5.4 表 熱特性解析結果 (1/3)<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.5.4表 熱特性解析結果 (2/3)

|   | 燃料最高温度   |  |  | 燃料最大熔融割合   |  |   |
|---|--|--|--|--|--|---|
|   | 定格出力時  | 過出力時   | 限界照射試験用要素の被覆管開孔時                                       | 定格出力時  | 過出力時   | 過出力時  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>A型用炉心燃料要素<br>限界照射試験用補助要素                     | 約2,480℃<br>約2,520℃<br>約2,480℃<br>約2,520℃<br>溶解温度以下*1<br>溶解温度以下<br>約2,300℃<br>約2,480℃ | 約2,590℃<br>約2,630℃<br>約2,590℃<br>約2,630℃<br>溶解温度以下*1<br>溶解温度以下<br>約2,410℃<br>約2,590℃ | —<br>—<br>約2,510℃<br>約2,540℃<br>—<br>—<br>—<br>約2,530℃ | —<br>—<br>—<br>約20%*2<br>—<br>—<br>—<br>—                          | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—           | —<br>—<br>—<br>—<br>約30%*2<br>—<br>—<br>—         |
|   | 被覆管最高温度 (肉厚中心) *3  |  |  |  |  |   |
|   | 定格出力時  |  |  |  |  |   |
|   | A型照射燃料集合体<br>装填時   |  | C型照射燃料集合体<br>装填時                                       | D型照射燃料集合体<br>装填時   |  | 照射用実験装置<br>装填時                                    |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>A型用炉心燃料要素<br>限界照射試験用補助要素<br>内壁構造容器<br>密封構造容器 | 約700℃<br>約610℃<br>約750℃<br>約660℃<br>—<br>—<br>620℃以下<br>—<br>—<br>—                  | 約700℃<br>約610℃<br>約700℃<br>約610℃<br>約750℃<br>約750℃<br>—<br>約700℃<br>約675℃<br>約675℃   | 約700℃<br>約610℃<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>— | 約700℃<br>約610℃<br>約700℃<br>約610℃<br>—<br>—<br>—<br>約700℃<br>—<br>— | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>— | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>約750℃<br>約675℃ |
| 照射用実験装置<br>照射燃料キャプセル<br>外側容器  | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—  |

第3.5.4表 熱特性解析結果 (3/3) (省略)

変更後

第3.5.4表 熱特性解析結果 (2/3)

|   | 燃料最高温度   |  |  | 燃料最大熔融割合   |  |   |
|---|--|--|--|--|--|---|
|   | 定格出力時  | 過出力時   | 限界照射試験用要素の被覆管開孔時                                       | 定格出力時  | 過出力時   | 過出力時  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>A型用炉心燃料要素<br>限界照射試験用補助要素                     | 約2,480℃<br>約2,520℃<br>約2,430℃<br>約2,520℃<br>溶解温度以下*1<br>溶解温度以下<br>約2,300℃<br>約2,430℃ | 約2,590℃<br>約2,630℃<br>約2,560℃<br>約2,630℃<br>溶解温度以下*1<br>溶解温度以下<br>約2,410℃<br>約2,560℃ | —<br>—<br>約2,460℃<br>約2,540℃<br>—<br>—<br>—<br>約2,580℃ | —<br>—<br>—<br>約20%*2<br>—<br>—<br>—<br>—                          | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—           | —<br>—<br>—<br>—<br>約30%*2<br>—<br>—<br>—         |
|   | 被覆管最高温度 (肉厚中心) *3  |  |  |  |  |   |
|   | 定格出力時  |  |  |  |  |   |
|   | A型照射燃料集合体<br>装填時   |  | C型照射燃料集合体<br>装填時                                       | D型照射燃料集合体<br>装填時   |  | 照射用実験装置<br>装填時                                    |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>A型用炉心燃料要素<br>限界照射試験用補助要素<br>内壁構造容器<br>密封構造容器 | 約700℃<br>約610℃<br>約750℃<br>約660℃<br>—<br>—<br>620℃以下<br>—<br>—<br>—                  | 約700℃<br>約610℃<br>約700℃<br>約610℃<br>約750℃<br>約750℃<br>—<br>約700℃<br>約675℃<br>約675℃   | 約700℃<br>約610℃<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>— | 約700℃<br>約610℃<br>約700℃<br>約610℃<br>—<br>—<br>—<br>約700℃<br>—<br>— | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>— | —<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>—<br>約750℃<br>約675℃ |
| 照射用実験装置<br>照射燃料キャプセル<br>外側容器  | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—   | —<br>—  |

第3.5.4表 熱特性解析結果 (3/3) (変更なし)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>3.6 動特性<br/>(省略)</p> <p>3.7 燃料集合体</p> <p>3.7.1 概要<br/>(省略)</p> <p>3.7.2 炉心燃料集合体</p> <p>3.7.2.1～3.7.2.2<br/>(省略)</p> <p>3.7.2.3 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素(内側)及び炉心燃料要素(外側)の2種類から構成する。炉心燃料要素は、第 3.7.1 図に示すように、燃料ペレット(プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット)を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット(ウラン酸化物焼結ペレット(劣化ウラン))を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度になるよう焼結したものとする。<u>なお、燃料ペレットは、照射中の焼きしまりが小さくなるように製作する。</u>燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素には<u>スパイラルワイヤ</u>を巻く。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するための<u>スパイラルワイヤ</u>を巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 <u>84mm</u>の間隙を設ける。また、下部反</p> | <p>3.6 動特性<br/>(変更なし)</p> <p>3.7 燃料集合体</p> <p>3.7.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>3.7.2 炉心燃料集合体</p> <p>3.7.2.1～3.7.2.2<br/>(変更なし)</p> <p>3.7.2.3 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素(内側)及び炉心燃料要素(外側)の2種類から構成する。炉心燃料要素は、第 3.7.1 図に示すように、燃料ペレット(プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット)を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット(ウラン酸化物焼結ペレット(劣化ウラン))を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。</p> <p>燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。</p> <p>隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素には<u>ワイヤスペーサ</u>を巻く。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するための<u>ワイヤスペーサ</u>を巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>射体は、6枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設ける。</p> <p>3.7.2.4 評価</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。</p> <p>ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。</p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、<u>追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補の「V. 燃料要素の照射実績」</u>に示すように、<u>本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約360W/cmを上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約110,000MWd/tの燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度90,000MWd/t以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。</u></p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(i) 燃料最高温度</p> <p>燃料最高温度は、定格出力時最大線出力密度約330W/cmにおいて約2,300℃、過出力時最大線出力密度約360W/cmにおいて約2,410℃であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点<sup>(1)</sup>に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温</p> | <p>素の膨張による干渉を防止するため、約84mmの間隙を設ける。また、下部反射体は、6枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設ける。</p> <p>3.7.2.4 評価</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。</p> <p>ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。<u>なお、設計降伏点 (Sy)、設計引張強さ (Su) などの短時間強度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照射効果とナトリウム浸漬による効果がある。このうち、照射効果については、約500℃以下では、フランクループ生成に伴う転位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し、約500℃以上では、主に冷間加工組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、ナトリウム浸漬効果については、高温側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生じることにより強度は低下する。被覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する。また、被覆管の内圧クリープ破断強度も同様の環境効果を考慮して設定する。</u></p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、<u>本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約360W/cmを上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約110,000MWd/tの燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度90,000MWd/t以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。</u></p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(i) 燃料最高温度</p> <p>燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、<u>定格出力時最大線出力密度約330W/cmにおいて約2,300℃、過出力時最大線出力密度約360W/cmにおいて約2,410℃であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点<sup>(1)</sup>に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値2,650℃を超える</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>度に関する熱設計基準値 2,650°Cを超えることはない。</p> <p>(ii) 被覆管の歪<br/>(省略)</p> <p>(iii) 被覆管の内圧<br/>被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 0.2 である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100%の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。<u>被覆管の内圧クリープ破断強度はナトリウムによる影響等を考慮して設定する。</u></p> <p>(iv) 被覆管の応力<br/>被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 3 kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.29MPa[gage]) とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。<br/>被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における一次膜応力の最大値は 112N/mm<sup>2</sup> であり、SUS316 相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A) の Sm 値を下回る。</p> <p>(v) 疲労サイクル<br/>(省略)</p> <p>(3) 燃料集合体<br/>(省略)</p> <p>3.7.3 照射燃料集合体<br/>3.7.3.1~3.7.3.3<br/>(省略)</p> <p>3.7.3.4 主要設備<br/>(1) 燃料要素</p> | <p>ことはない。</p> <p>(ii) 被覆管の歪<br/>(変更なし)</p> <p>(iii) 被覆管の内圧<br/>被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 0.2 である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100%の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。</p> <p>(iv) 被覆管の応力<br/>被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa[gage] (約 3 kg/cm<sup>2</sup>[gage]) とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。<br/>さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。<u>なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設けているため、被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位による応力は吸収される。</u><br/>被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における一次膜応力の最大値は 112N/mm<sup>2</sup> であり、SUS316 相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A) の Sm 値を下回る。</p> <p>(v) 疲労サイクル<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 燃料集合体<br/>(変更なし)</p> <p>3.7.3 照射燃料集合体<br/>3.7.3.1~3.7.3.3<br/>(変更なし)</p> <p>3.7.3.4 主要設備<br/>(1) 燃料要素</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(省略)</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図に、主要仕様を第 3.7.3 表に示す。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けた A 型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めた B 型及び D 型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状の C 型照射燃料集合体の 4 種類とする。</p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管 (<math>\alpha</math> 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。) であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより <math>\alpha</math> 型、<math>\beta</math> 型、<math>\gamma</math> 型及び <math>\delta</math> 型コンパートメントの 4 種類に分類される。なお、<math>\alpha</math> 型及び <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素最大 5 本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。<math>\beta</math> 型及び <math>\delta</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。照射燃料集合体の構造を以下に示す。</p> <p>(i) A 型照射燃料集合体</p> <p>A 型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、<u>スパイラルワイヤ</u>を巻いた A 型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>試料部は、燃料要素 7 本のバンドル (正三角格子状に配置した燃料要素の束) を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、<math>\alpha</math> 型又は <math>\beta</math> 型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>A 型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>(ii) B 型照射燃料集合体</p> <p>B 型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、<math>\gamma</math> 型コンパートメント 6 本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B 型照射燃料集合体は、</p> | <p>(変更なし)</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図に、主要仕様を第 3.7.3 表に示す。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けた A 型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めた B 型及び D 型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状の C 型照射燃料集合体の 4 種類とする。</p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管 (<math>\alpha</math> 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。) であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより <math>\alpha</math> 型、<math>\beta</math> 型、<math>\gamma</math> 型及び <math>\delta</math> 型コンパートメントの 4 種類に分類される。なお、<math>\alpha</math> 型及び <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素最大 5 本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。<math>\beta</math> 型及び <math>\delta</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 <math>\gamma</math> 型コンパートメントは、燃料要素 1 本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。</p> <p>照射燃料集合体の構造を以下に示す。</p> <p>(i) A 型照射燃料集合体</p> <p>A 型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、<u>ワイヤスペーサ</u>を巻いた A 型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>試料部は、燃料要素 7 本のバンドル (正三角格子状に配置した燃料要素の束) を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、<u>ないし</u> <math>\alpha</math> 型又は <math>\beta</math> 型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>A 型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p><u>A 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.5 図に示す。</u></p> <p>(ii) B 型照射燃料集合体</p> <p>B 型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、<math>\gamma</math> 型コンパートメント 6 本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B 型照射燃料集合体は、</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>先行試験用<math>\gamma</math>型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。</p> <p>基礎試験用<math>\gamma</math>型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。</p> <p>(iii) C型照射燃料集合体</p> <p>C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。</p> <p>また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付C型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付C型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付C型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.5 図に示す。</p> <p>(iv) D型照射燃料集合体<sup>(2)</sup></p> <p>D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、<math>\gamma</math>型コンパートメント 6 本、<math>\delta</math>型コンパートメント 18 本、又は、これら 2 種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素 1 本ごとに最大 18 のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>3.7.3.5 評価</p> <p>(1) 構成材料<br/>(省略)</p> <p>(2) 燃料要素</p> | <p>ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>先行試験用<math>\gamma</math>型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。</p> <p>基礎試験用<math>\gamma</math>型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。</p> <p><u>B型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.6 図～第 3.7.8 図に示す。</u></p> <p>(iii) C型照射燃料集合体</p> <p>C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。</p> <p><u>C型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.9 図に示す。</u></p> <p>また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付C型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付C型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付C型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。</p> <p>計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.10 図に示す。</p> <p>(iv) D型照射燃料集合体<sup>(2)</sup></p> <p>D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、<math>\gamma</math>型コンパートメント 6 本、<math>\delta</math>型コンパートメント 18 本、又は、これら 2 種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素 1 本ごとに最大 18 のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p><u>D型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.11 図に示す。</u></p> <p>3.7.3.5 評価</p> <p>(1) 構成材料<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 燃料要素</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。</p> <p>(i) III型及びIV型特殊燃料要素</p> <p>a. 燃料最高温度<br/>(省略)</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても1.0未満である。</p> <p>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <math>3\text{kg}/\text{cm}^2</math> (約 <math>0.29\text{MPa}[\text{gage}]</math>) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等によるIII型及びIV型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(ii) ~ (v)<br/>(省略)</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素</p> <p>a. 燃料最高温度<br/>(省略)</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても1.0未満である。</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <math>3\text{kg}/\text{cm}^2</math> [gage] (約 <math>0.29\text{MPa}[\text{gage}]</math>) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(3) 燃料集合体<br/>(省略)</p> | <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。</p> <p>(i) III型及びIV型特殊燃料要素</p> <p>a. 燃料最高温度<br/>(変更なし)</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても1.0未満である。</p> <p>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <math>0.29\text{MPa}[\text{gage}]</math> (約 <math>3\text{kg}/\text{cm}^2</math> [gage]) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等によるIII型及びIV型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(ii) ~ (v)<br/>(変更なし)</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素</p> <p>a. 燃料最高温度<br/>(省略)</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても1.0未満である。</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <math>0.29\text{MPa}[\text{gage}]</math> (約 <math>3\text{kg}/\text{cm}^2</math> [gage]) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(3) 燃料集合体<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p data-bbox="290 233 498 310">3.7.4 参考文献<br/>(省略)</p> <p data-bbox="270 369 780 447">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (1/4)<br/>(省略)</p> <p data-bbox="270 457 780 535">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)<br/>(省略)</p> <p data-bbox="270 546 780 623">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)<br/>(省略)</p> | <p data-bbox="1525 233 1733 310">3.7.4 参考文献<br/>(変更なし)</p> <p data-bbox="1504 369 2015 447">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (1/4)<br/>(変更なし)</p> <p data-bbox="1504 457 2015 535">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)<br/>(変更なし)</p> <p data-bbox="1504 546 2015 623">第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

| 照射燃料集合体<br>A型照射燃料集合体<br>B型照射燃料集合体<br>C型照射燃料集合体<br>D型照射燃料集合体 | 燃料集合体の挿入量<br><br>第3.2.1表のとおり | 炉心挿入位置  |       |                |
|---|------------------------------|---|-------|----------------|
|   |                              | 炉心燃料領域<br>(外側燃料領域* <sup>4</sup> )<br>炉心燃料領域<br>炉心燃料領域<br>炉心燃料領域 |       |                |
| 年間照射試験回数  |                              |   |       |                |
| 限界照射試験用要素<br>装填時  |                              | 先行試験用要素<br>装填時  |       | 基礎試験用要素<br>装填時 |
| 照射燃料集合体   | 最大4回<br>最大1回* <sup>5</sup>   | —   | 最大14回 | —<br>最大14回     |
| A型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| B型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| C型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| D型照射燃料集合体   | 最大1回* <sup>5</sup>           | —   | —     | —              |

- \* 1 : 酸化物燃料を除く。
- \* 2 : 酸化物燃料の場合。
- \* 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器の最高温度。
- \* 4 : A型用炉心燃料要素(外側)装填時。
- \* 5 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

変更後

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

| 照射燃料集合体<br>A型照射燃料集合体<br>B型照射燃料集合体<br>C型照射燃料集合体<br>D型照射燃料集合体 | 燃料集合体の挿入量<br><br>第2.4.1表のとおり | 炉心挿入位置  |       |                |
|---|------------------------------|---|-------|----------------|
|   |                              | 炉心燃料領域* <sup>4</sup><br>(外側燃料領域* <sup>5</sup> )<br>炉心燃料領域* <sup>4</sup><br>炉心燃料領域* <sup>4</sup><br>炉心燃料領域* <sup>4</sup> |       |                |
| 年間照射試験回数  |                              |   |       |                |
| 限界照射試験用要素<br>装填時  |                              | 先行試験用要素<br>装填時  |       | 基礎試験用要素<br>装填時 |
| 照射燃料集合体   | 最大4回<br>最大1回* <sup>6</sup>   | —   | 最大14回 | —<br>最大14回     |
| A型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| B型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| C型照射燃料集合体   | —                            | —   | —     | —              |
| D型照射燃料集合体   | 最大1回* <sup>6</sup>           | —   | —     | —              |

- \* 1 : 酸化物燃料を除く。
- \* 2 : 酸化物燃料の場合。
- \* 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器の最高温度。
- \* 4 : 制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。
- \* 5 : A型用炉心燃料要素(外側)装填時。
- \* 6 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

| 種類                     | 燃料ペレット部  |                       | 燃料ペレット部  |   | ウラン濃縮度 |
|------------------------|--|-----------------------|--|---|--------|
|                        | ブルトニウム含有率*1  | 核分裂性*2<br>ブルトニウム富化度   | ブルトニウム含有率*1                                      | ブルトニウム<br>同位体組成比  |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | ブルトニウム・<br>ウラン混合酸化物<br>焼結ペレット                      | 約16wt%                | 32wt%以下  | 原子炉級  | 約18wt% |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 約21wt%                | 同上   | 同上  | 同上     |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレットの初期密度            |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | 約94%理論密度   | 約9mm                  | 約4.6mm   | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) | 約0.35mm               | 約5.5mm   | SUS316<br>ステンレス鋼、<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 肉厚   | その他の部品の材料<br>端栓   |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | スパイラルロイヤ   | プレナムスプリング             | 上部反射体ペレット及び<br>下部反射体ペレット                         | プレナムスリーブ  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) | SUS304<br>ステンレス鋼      | SUS316ステンレス鋼<br>または高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A)、(B) | SUS316<br>ステンレス鋼  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 燃料ペレット<br>被覆管間隙 (半径)                               | 燃料要素有効長さ<br>(燃料ペレット部) | ガスプレナム長さ   | 燃料要素全長  |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | 約0.1mm   | 約50cm                 | 約58cm  | 約154cm  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

| 種類                     | 燃料ペレット部  |                       | 燃料ペレット部  |   | ウラン濃縮度 |
|------------------------|--|-----------------------|--|---|--------|
|                        | ブルトニウム含有率*1  | 核分裂性*2<br>ブルトニウム富化度   | ブルトニウム含有率*1                                      | ブルトニウム<br>同位体組成比  |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | ブルトニウム・<br>ウラン混合酸化物<br>焼結ペレット                      | 約16wt%                | 32wt%以下  | 原子炉級  | 約18wt% |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 約21wt%                | 同上   | 同上  | 同上     |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | 約94%理論密度   | 約9mm                  | 約4.6mm   | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) | 約0.35mm               | 約5.5mm   | SUS316<br>ステンレス鋼、<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 肉厚   | その他の部品の材料<br>端栓   |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | ワイヤスペーサ  | プレナムスプリング             | 上部反射体ペレット及び<br>下部反射体ペレット                         | プレナムスリーブ  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |
| 燃料材料                   |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット部                |  |                       |  |   |        |
| 燃料ペレット (中実) 直径         |  |                       |  |   |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A) | SUS304<br>ステンレス鋼      | SUS316ステンレス鋼<br>または高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼 (A)、(B) | SUS316<br>ステンレス鋼  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 燃料ペレット<br>被覆管間隙 (半径)                               | 燃料要素有効長さ<br>(燃料ペレット部) | ガスプレナム長さ   | 燃料要素全長  |        |
| 炉心燃料集合体<br>炉心燃料要素 (内側) | 約0.1mm   | 約50cm                 | 約58cm  | 約154cm  |        |
| 炉心燃料要素 (外側)            | 同上   | 同上                    | 同上   | 同上  |        |

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

|                       | 燃料材   |  |                     |                  |         |
|-----------------------|---|--|---------------------|------------------|---------|
|                       | 種類  | プルトニウム含有率*1  | 核分裂性*2<br>プルトニウム富化度 | プルトニウム<br>同位体組成比 | ウラン濃縮度  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット   | 32wt%以下  | 二                   | 原子炉級             | 26wt%以下 |
| IV型特殊燃料要素             | 同上  | 同上   | 二                   | 同上               | 24wt%以下 |
| III型限界照射試験用要素         | 同上  | 同上   | 二                   | 同上               | 26wt%以下 |
| IV型限界照射試験用要素          | 同上  | 同上   | 二                   | 同上               | 24wt%以下 |
| 先行試験用要素               | 同上  | 二  | 二                   | 同上               | 二       |
| 基礎試験用要素               | プルトニウムまたは*6*7<br>ウランの単体または<br>混合物の酸化物、炭化物、<br>窒化物または金属<br>プルトニウム・ウラン<br>混合酸化物焼結ペレット、<br>プルトニウム・ウラン<br>混合炭化物焼結ペレット、<br>プルトニウム・ウラン<br>混合窒化物焼結ペレット<br>またはプルトニウム・ウラン<br>混合金属スラグ | 左欄について、それぞれ<br>32wt%以下、25wt%以下、<br>30wt%以下、20wt%以下 | 二                   | 同上               | 二       |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット   | 32wt%以下  | 約16wt%              | 同上               | 約18wt%  |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 同上  | 同上   | 約21wt%              | 同上               | 約18wt%  |
| 限界照射試験用補助要素           | 同上  | 同上   | 二                   | 同上               | 26wt%以下 |

変更前 (2021.12.2付補正)

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

|                       | 燃料材   |  |  |                  |         |
|-----------------------|---|--|--|------------------|---------|
|                       | 種類  | プルトニウム含有率*1  | 核分裂性*2<br>プルトニウム富化度                                | プルトニウム<br>同位体組成比 | ウラン濃縮度  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット   | 32wt%以下  | 25wt%以下  | 原子炉級             | 26wt%以下 |
| IV型特殊燃料要素             | 同上  | 同上   | 25wt%以上  | 同上               | 24wt%以下 |
| III型限界照射試験用要素         | 同上  | 同上   | 25wt%以下  | 同上               | 26wt%以下 |
| IV型限界照射試験用要素          | 同上  | 同上   | 25wt%以下  | 同上               | 24wt%以下 |
| 先行試験用要素               | 同上  | (制限なし)   | 80wt%以上  | 同上               | 85wt%以上 |
| 基礎試験用要素               | プルトニウムまたは*6*7<br>ウランの単体または<br>混合物の酸化物、炭化物、<br>窒化物または金属<br>プルトニウム・ウラン<br>混合酸化物焼結ペレット、<br>プルトニウム・ウラン<br>混合炭化物焼結ペレット、<br>プルトニウム・ウラン<br>混合窒化物焼結ペレット<br>またはプルトニウム・ウラン<br>混合金属スラグ | 左欄について、それぞれ<br>32wt%以下、25wt%以下、<br>30wt%以下、20wt%以下 | 左欄について、それぞれ<br>25wt%以下、20wt%以下、<br>24wt%以下、16wt%以下 | 同上               | 85wt%以上 |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット   | 32wt%以下  | 約16wt%   | 同上               | 約18wt%  |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 同上  | 同上   | 約21wt%   | 同上               | 約18wt%  |
| 限界照射試験用補助要素           | 同上  | 同上   | 25wt%以下  | 同上               | 26wt%以下 |

変更後

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

|                       | 燃料材         |                |                   |          | 熱遮へい部<br>種類  |
|-----------------------|-------------|----------------|-------------------|----------|--|
|                       | 燃料部         | 燃料部            | 燃料部               | 燃料部      |  |
|                       | 燃料ペレットの初期密度 | 燃料ペレット (中実) 直径 | 燃料ペレット (中空) 外径/内径 | 燃料ペレット長さ |  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | 95%理論密度以下   | 5.3~7.5mm      | 5.3~7.5mm/約2mm    | 15mm以下   | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット   |
| IV型特殊燃料要素             | 95%理論密度以下   | 5.18~6.18mm    | 5.18~6.18mm/約2mm  | 同上       | 同上   |
| III型限界照射試験用要素         | 95%理論密度以下   | 5.3~6.6mm      | 二                 | 同上       | 同上   |
| IV型限界照射試験用要素          | 95%理論密度以下   | 5.18~6.18mm    | 二                 | 同上       | 同上   |
| 先行試験用要素               | 95%理論密度以下   | 4.6~7.5mm      | 4.6~7.5mm/約2mm    | 同上       | ウランの酸化物、*4*6<br>炭化物、窒化物または金属<br>ウラン酸化物焼結ペレット*4<br>ウラン炭化物焼結ペレット、<br>ウラン窒化物焼結ペレット<br>またはウラン金属スラグ |
| 基礎試験用要素               | 95%理論密度以下   | 4.6~7.5mm      | 4.6~7.5mm/約2mm    | 同上       | 同上   |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | 約94%理論密度    | 約4.6mm         | 二                 | 約9mm     | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット   |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 約94%理論密度    | 約4.6mm         | 二                 | 約9mm     | 同上   |
| 限界照射試験用補助要素           | 95%理論密度以下   | 5.3~6.6mm      | 二                 | 15mm以下   | 同上   |

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

|                       | 燃料材         |                |                   |          | 熱遮へい部<br>種類  |
|-----------------------|-------------|----------------|-------------------|----------|--|
|                       | 燃料部         | 燃料部            | 燃料部               | 燃料部      |  |
|                       | 燃料ペレットの初期密度 | 燃料ペレット (中実) 直径 | 燃料ペレット (中空) 外径/内径 | 燃料ペレット長さ |  |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | 95%理論密度以下   | 5.3~7.5mm      | 5.3~7.5mm/約2mm    | 15mm以下   | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット   |
| IV型特殊燃料要素             | 95%理論密度以下   | 5.18~6.18mm    | 5.18~6.18mm/約2mm  | 同上       | 同上   |
| III型限界照射試験用要素         | 95%理論密度以下   | 5.3~6.6mm      | (該当なし)            | 同上       | 同上   |
| IV型限界照射試験用要素          | 95%理論密度以下   | 5.18~6.18mm    | (該当なし)            | 同上       | 同上   |
| 先行試験用要素               | 95%理論密度以下   | 4.6~7.5mm      | 4.6~7.5mm/約2mm    | 同上       | ウランの酸化物、*4*6<br>炭化物、窒化物または金属<br>ウラン酸化物焼結ペレット*4<br>ウラン炭化物焼結ペレット、<br>ウラン窒化物焼結ペレット<br>またはウラン金属スラグ |
| 基礎試験用要素               | 95%理論密度以下   | 4.6~7.5mm      | 4.6~7.5mm/約2mm    | 同上       | 同上   |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | 約94%理論密度    | 約4.6mm         | (該当なし)            | 約9mm     | ウラン酸化物*3<br>焼結ペレット   |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 約94%理論密度    | 約4.6mm         | (該当なし)            | 約9mm     | 同上   |
| 限界照射試験用補助要素           | 95%理論密度以下   | 5.3~6.6mm      | (該当なし)            | 15mm以下   | 同上   |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

|                       | 被覆管   |           |             | その他の部品の材料   |                      |
|-----------------------|---|-----------|-------------|---|----------------------|
|                       | 材料  | 外径        | 肉厚          | 端栓  | スパイラルワイヤ             |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 6.4~8.5mm | 0.4~0.7mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| IV型特殊燃料要素             | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 6.5~7.5mm | 0.56~0.76mm | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 |
| III型限界照射試験用要素         | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 6.4~7.5mm | 0.4~0.6mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| IV型限界照射試験用要素          | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 6.5~7.5mm | 0.56~0.76mm | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 |
| 先行試験用要素               | オーステナイト系<br>ステンレス鋼または<br>高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 (酸化物<br>分散強化型を含む) | 5.4~8.5mm | 0.3~0.8mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼または<br>高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 (酸化物<br>分散強化型を含む) | ステンレス鋼               |
| 基礎試験用要素               | ステンレス鋼  | 同上        | 同上          | ステンレス鋼  | 同上                   |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 約5.5mm    | 約0.35mm     | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 同上  | 同上        | 同上          | 同上  | 同上                   |
| 限界照射試験用補助要素           | 同上  | 6.4~7.5mm | 0.4~0.6mm   | 同上  | 同上                   |

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

|                       | 被覆管   |           |             | その他の部品の材料   |                      |
|-----------------------|---|-----------|-------------|---|----------------------|
|                       | 材料  | 外径        | 肉厚          | 端栓  | ワイヤスパーサ              |
| 照射燃料集合体<br>III型特殊燃料要素 | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 6.4~8.5mm | 0.4~0.7mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| IV型特殊燃料要素             | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 6.5~7.5mm | 0.56~0.76mm | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 |
| III型限界照射試験用要素         | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 6.4~7.5mm | 0.4~0.6mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| IV型限界照射試験用要素          | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 6.5~7.5mm | 0.56~0.76mm | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼  | 高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 |
| 先行試験用要素               | オーステナイト系<br>ステンレス鋼または<br>高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 (酸化物<br>分散強化型を含む) | 5.4~8.5mm | 0.3~0.8mm   | オーステナイト系<br>ステンレス鋼または<br>高速炉用フェライト系<br>ステンレス鋼 (酸化物<br>分散強化型を含む) | ステンレス鋼               |
| 基礎試験用要素               | ステンレス鋼 (クロム又は<br>クロムとニッケルを含む<br>有させた合金鋼、酸化物<br>分散強化型を含む)        | 同上        | 同上          | ステンレス鋼  | 同上                   |
| A型用炉心燃料要素 (内側)        | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | 約5.5mm    | 約0.35mm     | オーステナイト系<br>ステンレス鋼  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼   |
| A型用炉心燃料要素 (外側)        | 同上  | 同上        | 同上          | 同上  | 同上                   |
| 限界照射試験用補助要素           | 同上  | 6.4~7.5mm | 0.4~0.6mm   | 同上  | 同上                   |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)  
(省略)  
第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)  
(省略)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (1/6)

|             | 炉心燃料集合体  |  |
|-------------|--|--|
|             | 内側燃料集合体  | 外側燃料集合体  |
| ラップ管材料      | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)<br>約78.5mm |
| 六角外対辺長さ     | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| ハンドリングヘッド材料 | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| エントランスノズル材料 | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 装填燃料要素個数    | 127本   | 127本   |
| 炉心燃料要素 (内側) | 127本   | 二<br>127本  |
| 炉心燃料要素 (外側) | 二<br>約6.47mm   | 二<br>約6.47mm   |
| 燃料要素ピッチ     | 正三角格子配列  | 正三角格子配列  |
| 燃料要素配列      | ワイヤスペース型   | ワイヤスペース型   |
| 燃料要素間隔保持方式  | 約297cm   | 約297cm   |
| 燃料集合体全長     | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| その他の部品の材料   | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| ノックバー       | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 組枠          | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 下部反射体       | SUS316<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)、(B)          | SUS316<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)、(B)          |

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)  
(変更なし)  
第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)  
(変更なし)

第3.7.3表 炉心燃料集合体の主要仕様 (1/6)

|             | 炉心燃料集合体  |  |
|-------------|--|--|
|             | 内側燃料集合体  | 外側燃料集合体  |
| ラップ管材料      | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)<br>約78.5mm |
| 六角外対辺長さ     | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| ハンドリングヘッド材料 | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| エントランスノズル材料 | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 装填燃料要素個数    | 127本   | 127本   |
| 炉心燃料要素 (内側) | 127本   | (該当なし)<br>127本   |
| 炉心燃料要素 (外側) | (該当なし)   | (該当なし)   |
| 燃料要素ピッチ     | 約6.47mm  | 約6.47mm  |
| 燃料要素配列      | 正三角格子配列  | 正三角格子配列  |
| 燃料要素間隔保持方式  | ワイヤスペース型   | ワイヤスペース型   |
| 燃料集合体全長     | 約297cm   | 約297cm   |
| その他の部品の材料   | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| ノックバー       | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 組枠          | SUS316<br>ステンレス鋼   | SUS316<br>ステンレス鋼   |
| 下部反射体       | SUS316<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)、(B)          | SUS316<br>ステンレス鋼または<br>高Niオーステナイト系<br>ステンレス鋼(A)、(B)          |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

|                  | 照射燃料集合体                       |                               |                               |                               |
|------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
|                  | A型照射燃料集合体                     |                               | B型照射燃料集合体                     |                               |
|                  | バンドル型                         | コンパートメント型                     | コンパートメント型                     | コンパートメント型                     |
| ラッパ管<br>材料       | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm |
| 六角外対辺長さ          |                               |                               |                               |                               |
| バンドリングヘッド<br>材料  | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              |
| エントランスノズル<br>材料  | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              |
| 試験部六角管<br>材料     | ステンレス鋼                        | ステンレス鋼                        | 二                             | 二                             |
| タイロッド<br>個数      | 二                             | 二                             | 1本                            | 1本                            |
| 材料               | 二                             | 二                             | SUS316相当<br>ステンレス鋼            | SUS316相当<br>ステンレス鋼            |
| コンパートメント<br>装填個数 | 二                             | 二                             | 6本                            | 6~18本                         |
| α型コンパートメント       | 二                             | 二                             | 二                             | 二                             |
| β型コンパートメント       | 二                             | 二                             | 6本*1                          | 二                             |
| γ型コンパートメント       | 二                             | 二                             | 二                             | 最大6本*1                        |
| δ型コンパートメント       | 二                             | 二                             | 二                             | 最大18本*1                       |

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

|                  | 照射燃料集合体                       |                               |                               |                               |
|------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
|                  | A型照射燃料集合体                     |                               | B型照射燃料集合体                     |                               |
|                  | バンドル型                         | コンパートメント型                     | コンパートメント型                     | コンパートメント型                     |
| ラッパ管<br>材料       | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm | SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約78.5mm |
| 六角外対辺長さ          |                               |                               |                               |                               |
| バンドリングヘッド<br>材料  | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              |
| エントランスノズル<br>材料  | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              | SUS316<br>ステンレス鋼              |
| 試験部六角管<br>材料     | ステンレス鋼                        | ステンレス鋼                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        |
| タイロッド<br>個数      | (該当なし)                        | (該当なし)                        | 1本                            | 1本                            |
| 材料               | (該当なし)                        | (該当なし)                        | SUS316相当<br>ステンレス鋼            | SUS316相当<br>ステンレス鋼            |
| コンパートメント<br>装填個数 | (該当なし)                        | (該当なし)                        | 6本                            | 6~18本                         |
| α型コンパートメント       | (該当なし)                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        |
| β型コンパートメント       | (該当なし)                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        |
| γ型コンパートメント       | (該当なし)                        | (該当なし)                        | 6本*1                          | 最大6本*1                        |
| δ型コンパートメント       | (該当なし)                        | (該当なし)                        | (該当なし)                        | 最大18本*1                       |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

|                | 照射燃料集合体               |                               |                               |                               |
|----------------|-----------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
|                | A型照射燃料集合体             |                               | B型照射燃料集合体                     |                               |
|                | バンドル型                 | コンパートメント型                     | バンドル型                         | コンパートメント型                     |
| 装填燃料要素個数       | 最大115本                | 最大113本                        | 最大30本                         | 最大91本                         |
| III型特殊燃料要素     | 最大7本                  | 最大5本                          | 最大30本                         | 最大91本                         |
| IV型特殊燃料要素      | 最大7本                  | 最大5本                          | 最大30本                         | 最大91本                         |
| III型限界照射試験用要素  | 二                     | 二                             | 最大6本                          | 二                             |
| IV型限界照射試験用要素   | 二                     | 二                             | 最大6本                          | 二                             |
| 先行試験用要素        | 二                     | 二                             | 最大6本                          | 二                             |
| 基礎試験用要素        | 二                     | 二                             | 最大6本                          | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (内側) | 最大108本                | 最大108本                        | 二                             | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (外側) | 最大108本                | 最大108本                        | 二                             | 二                             |
| 限界照射試験用補助要素    | 二                     | 二                             | 最大18本                         | 二                             |
| 燃料要素ピッチ        | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| III型特殊燃料要素     | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| IV型特殊燃料要素      | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| III型限界照射試験用要素  | 二                     | 二                             | 6~11mm                        | 二                             |
| IV型限界照射試験用要素   | 二                     | 二                             | 6~11mm                        | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (内側) | 約6.47mm               | 約6.47mm                       | 二                             | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (外側) | 約6.47mm               | 約6.47mm                       | 二                             | 二                             |
| 限界照射試験用補助要素    | 二                     | 二                             | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| 燃料要素配列         | 正三角形配列等               | 正三角形配列等*4                     | 二                             | 正三角形配列等                       |
| 燃料要素間隔保持方式     | ワイヤスベアーサ型及びグリッドスベアーサ型 | ワイヤスベアーサ型、グリッドスベアーサ型及びシユラウド管型 | ワイヤスベアーサ型、グリッドスベアーサ型及びシユラウド管型 | ワイヤスベアーサ型及びグリッドスベアーサ型、シユラウド管型 |
| 燃料集合体全長        | 約297cm                | 約297cm                        | 約297cm                        | 約297cm*6                      |

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

|                | 照射燃料集合体               |                               |                               |                               |
|----------------|-----------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
|                | A型照射燃料集合体             |                               | B型照射燃料集合体                     |                               |
|                | バンドル型                 | コンパートメント型                     | バンドル型                         | コンパートメント型                     |
| 装填燃料要素個数       | 最大115本                | 最大113本                        | 最大30本                         | 最大91本                         |
| III型特殊燃料要素     | 最大7本                  | 最大5本                          | 最大30本                         | 最大91本                         |
| IV型特殊燃料要素      | 最大7本                  | 最大5本                          | 最大30本                         | 最大91本                         |
| III型限界照射試験用要素  | (該当なし)                | (該当なし)                        | 最大6本                          | (該当なし)                        |
| IV型限界照射試験用要素   | (該当なし)                | (該当なし)                        | 最大6本                          | (該当なし)                        |
| 先行試験用要素        | (該当なし)                | (該当なし)                        | 最大6本                          | (該当なし)                        |
| 基礎試験用要素        | (該当なし)                | (該当なし)                        | 最大6本                          | (該当なし)                        |
| A型用炉心燃料要素 (内側) | 最大108本                | 最大108本                        | 二                             | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (外側) | 最大108本                | 最大108本                        | 二                             | 二                             |
| 限界照射試験用補助要素    | (該当なし)                | (該当なし)                        | 最大18本                         | (該当なし)                        |
| 燃料要素ピッチ        | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| III型特殊燃料要素     | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| IV型特殊燃料要素      | 6~11mm                | 6~11mm                        | 6~11mm                        | 6~11mm                        |
| III型限界照射試験用要素  | (該当なし)                | (該当なし)                        | 6~11mm                        | (該当なし)                        |
| IV型限界照射試験用要素   | (該当なし)                | (該当なし)                        | 6~11mm                        | (該当なし)                        |
| A型用炉心燃料要素 (内側) | 約6.47mm               | 約6.47mm                       | 二                             | 二                             |
| A型用炉心燃料要素 (外側) | 約6.47mm               | 約6.47mm                       | 二                             | 二                             |
| 限界照射試験用補助要素    | (該当なし)                | (該当なし)                        | 6~11mm                        | (該当なし)                        |
| 燃料要素配列         | 正三角形配列等               | 正三角形配列等*4                     | (該当なし)                        | 正三角形配列等                       |
| 燃料要素間隔保持方式     | ワイヤスベアーサ型及びグリッドスベアーサ型 | ワイヤスベアーサ型、グリッドスベアーサ型及びシユラウド管型 | ワイヤスベアーサ型、グリッドスベアーサ型及びシユラウド管型 | ワイヤスベアーサ型及びグリッドスベアーサ型、シユラウド管型 |
| 燃料集合体全長        | 約297cm                | 約297cm                        | 約297cm                        | 約297cm*6                      |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

| 照射燃料集合体        |                    | コンパートメント           |                    | β型コンパートメント         |                    |
|----------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|                |                    | α型コンパートメント         |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | グリッドスパーサ型          |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | ワイヤスパーサ型           |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | ワイヤスパーサ型           |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
| 外管<br>個数       | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 |
| 外径             | 二                  | 二                  | 二                  | 約23.1mm            | 約23.1mm            |
| 肉厚             | 二                  | 二                  | 二                  | 約0.55mm            | 約0.55mm            |
| 内管<br>個数       | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 |
| 内径             | 二                  | 二                  | 二                  | 約14~19mm           | 約14~19mm           |
| 肉厚             | 二                  | 二                  | 二                  | 約0.55mm            | 約0.55mm            |
| ピントロッド<br>個数   | 1本または3本            | 1本または3本            | 1本または3本            | 二                  | 二                  |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | 二                  | 二                  |
| シユラウド管<br>個数   | 二                  | 二                  | 二                  | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | 二                  | 二                  | 二                  | オーステナイト系<br>ステンレス鋼 | オーステナイト系<br>ステンレス鋼 |
| 装填燃料要素<br>個数   | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | 1本                 | 1本                 |
| 特殊燃料要素         | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | 二                  | 二                  |
| IV型特殊燃料要素      | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | 二                  | 二                  |
| III型限界照射試験用要素  | 二                  | 二                  | 二                  | 最大1本               | 最大1本               |
| IV型限界照射試験用要素   | 二                  | 二                  | 二                  | 最大1本               | 最大1本               |
| 燃料要素間<br>隔保持方式 | ワイヤスパーサ型           | グリッドスパーサ型          | グリッドスパーサ型          | ワイヤスパーサ型           | シユラウド管型            |

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

| 照射燃料集合体        |                    | コンパートメント           |                    | β型コンパートメント         |                    |
|----------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|                |                    | α型コンパートメント         |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | グリッドスパーサ型          |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | ワイヤスパーサ型           |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
|                |                    | ワイヤスパーサ型           |                    | ワイヤスパーサ型           |                    |
| 外管<br>個数       | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 |
| 外径             | (規定なし)             | (規定なし)             | (規定なし)             | 約23.1mm            | 約23.1mm            |
| 肉厚             | (規定なし)             | (規定なし)             | (規定なし)             | 約0.55mm            | 約0.55mm            |
| 内管<br>個数       | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 |
| 内径             | (規定なし)             | (規定なし)             | (規定なし)             | 約14~19mm           | 約14~19mm           |
| 肉厚             | (規定なし)             | (規定なし)             | (規定なし)             | 約0.55mm            | 約0.55mm            |
| ピントロッド<br>個数   | 1本または3本            | 1本または3本            | 1本または3本            | (該当なし)             | (該当なし)             |
| 材料             | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | SUS316相当<br>ステンレス鋼 | (該当なし)             | (該当なし)             |
| シユラウド管<br>個数   | (該当なし)             | (該当なし)             | (該当なし)             | 1本                 | 1本                 |
| 材料             | (該当なし)             | (該当なし)             | (該当なし)             | オーステナイト系<br>ステンレス鋼 | オーステナイト系<br>ステンレス鋼 |
| 装填燃料要素<br>個数   | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | 1本                 | 1本                 |
| 特殊燃料要素         | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | (該当なし)             | (該当なし)             |
| IV型特殊燃料要素      | 最大5本               | 最大5本               | 最大5本               | (該当なし)             | (該当なし)             |
| III型限界照射試験用要素  | (該当なし)             | (該当なし)             | (該当なし)             | 最大1本               | 最大1本               |
| IV型限界照射試験用要素   | (該当なし)             | (該当なし)             | (該当なし)             | 最大1本               | 最大1本               |
| 燃料要素間<br>隔保持方式 | ワイヤスパーサ型           | グリッドスパーサ型          | グリッドスパーサ型          | ワイヤスパーサ型           | シユラウド管型            |

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

| 照射燃料集合体   |  |  |  |  |   |
|---|--|--|--|--|---|
| コンパートメント  |  |  |  |  |   |
| γ型コンパートメント  |  |  |  |  |   |
| 先行試験用   |  | シユラウド管型  |  | 基礎試験用  |   |
| ワイヤスベ-サ型  | グリッドスベ-サ型  | ワイヤスベ-サ型   | シユラウド管型  | ワイヤスベ-サ型   | シユラウド管型   |
| 外管<br>個数<br>材料  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm         |
| 外径<br>肉厚  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm                                     |
| 内管<br>個数<br>材料  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>-                                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm         |
| 内径<br>肉厚  | 約0.6mm   | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm                                     |
| ピントタイロッド<br>個数<br>材料  | 1本または3本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼                                  | 二<br>二   | 二<br>二   | 二<br>二   | 二<br>二  |
| シユラウド管<br>個数<br>材料  | 二<br>二   | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼                                       | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼                                       | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼                                       | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼                              |
| 内壁構造容器または密封構造容器<br>個数<br>材料   | 二<br>二   | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上          | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上          | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上          | 密封構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上 |
| 内径<br>肉厚  | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3                     | 二<br>二<br>二<br>二   | 二<br>二<br>二<br>二   | 二<br>二<br>二<br>二   | 二<br>二<br>二<br>二                                      |
| 装填燃料要素個数<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>限界照射試験用補助要素<br>燃料要素間隔保持方式 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3 | 1本*2<br>二<br>二<br>二<br>二<br>最大1本<br>二<br>二            |

変更前 (2021.12.2 付補正)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

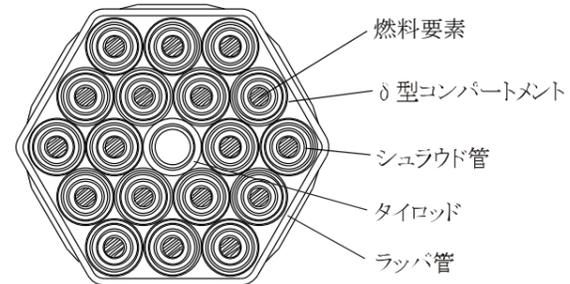
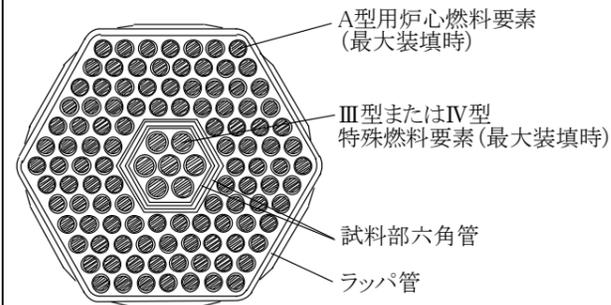
| 照射燃料集合体   |  |  |  |  |   |
|---|--|--|--|--|---|
| コンパートメント  |  |  |  |  |   |
| γ型コンパートメント  |  |  |  |  |   |
| 先行試験用   |  | シユラウド管型  |  | 基礎試験用  |   |
| ワイヤスベ-サ型  | グリッドスベ-サ型  | ワイヤスベ-サ型   | シユラウド管型  | ワイヤスベ-サ型   | シユラウド管型   |
| 外管<br>個数<br>材料  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約26.4mm<br>約0.6mm   |
| 外径<br>肉厚  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm  | 約26.4mm<br>約0.6mm   |
| 内管<br>個数<br>材料  | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>(規定なし)                                       | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm                            | 1本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>約22.4mm<br>約0.6mm   |
| 内径<br>肉厚  | 約0.6mm   | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm  | 約22.4mm<br>約0.6mm   |
| ピントタイロッド<br>個数<br>材料  | 1本または3本<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>(該当なし)<br>(該当なし)                        | (該当なし)<br>(該当なし)   | (該当なし)<br>(該当なし)   | (該当なし)<br>(該当なし)   | (該当なし)<br>(該当なし)  |
| シユラウド管<br>個数<br>材料  | (該当なし)<br>(該当なし)   | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼   | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼   | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼   | 1本<br>オ-ステナイト系<br>ステンレス鋼  |
| 内壁構造容器または密封構造容器<br>個数<br>材料   | (該当なし)<br>(該当なし)   | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上                    | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上                    | 内壁構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上                    | 密封構造容器1本*7<br>SUS316相当<br>ステンレス鋼<br>13mm以下<br>2.8mm以上                                   |
| 内径<br>肉厚  | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3           | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3           | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>二<br>二<br>最大3本*3           | 1本*2<br>二<br>二<br>二<br>二<br>最大1本<br>二<br>二  |
| 装填燃料要素個数<br>III型特殊燃料要素<br>IV型特殊燃料要素<br>III型限界照射試験用要素<br>IV型限界照射試験用要素<br>先行試験用要素<br>基礎試験用要素<br>限界照射試験用補助要素<br>燃料要素間隔保持方式 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大3本*3 | 最大5本*2<br>最大5本<br>最大5本<br>最大1本*3<br>最大1本*3<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大3本*3 | 1本*2<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>(該当なし)<br>最大1本<br>(該当なし)<br>二 |

変更後

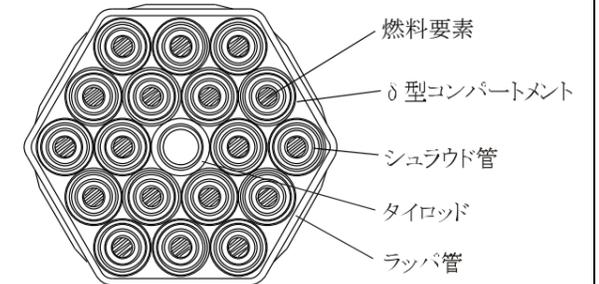
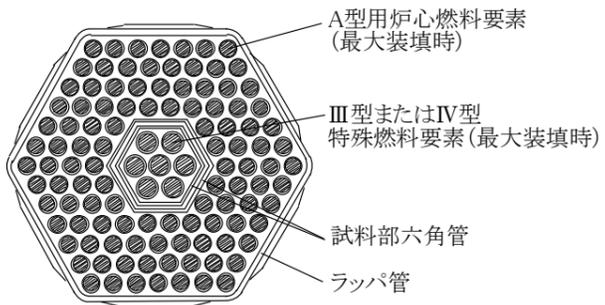
| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>第 3.7.3 表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)<br/>(省略)</p> <p>第 3.7.4 表～第 3.7.9 表 (省略)</p> <p>第 3.7.1 図～第 3.7.3 図 (省略)</p> | <p>第 3.7.3 表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)<br/>(変更なし)</p> <p>第 3.7.4 表～第 3.7.9 表 (変更なし)</p> <p>第 3.7.1 図～第 3.7.3 図 (変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

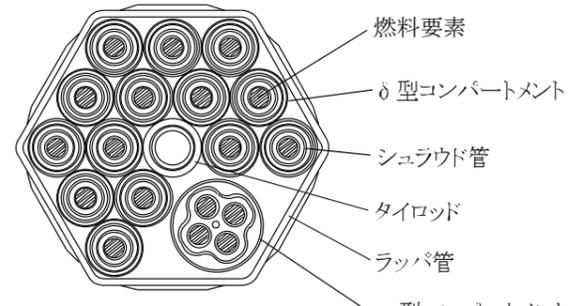
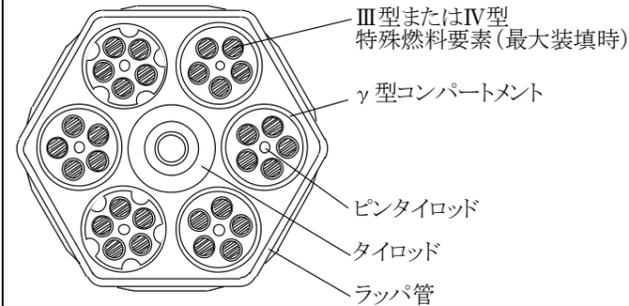
変更後



A型照射燃料集合体

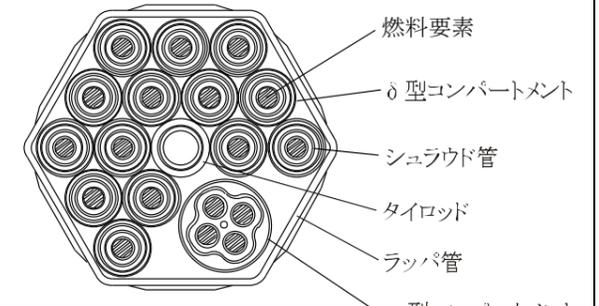
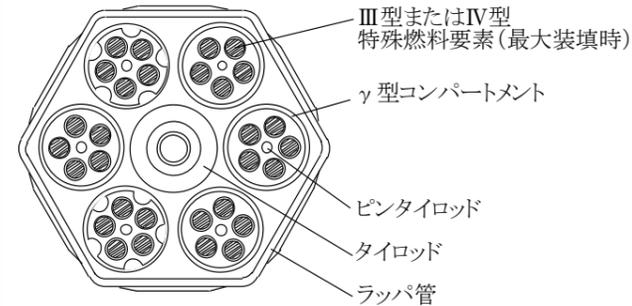


A型照射燃料集合体



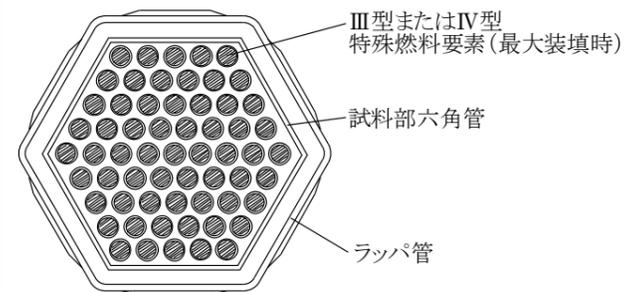
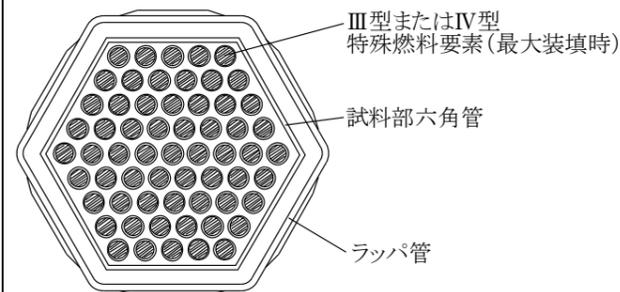
B型照射燃料集合体

D型照射燃料集合体



B型照射燃料集合体

D型照射燃料集合体



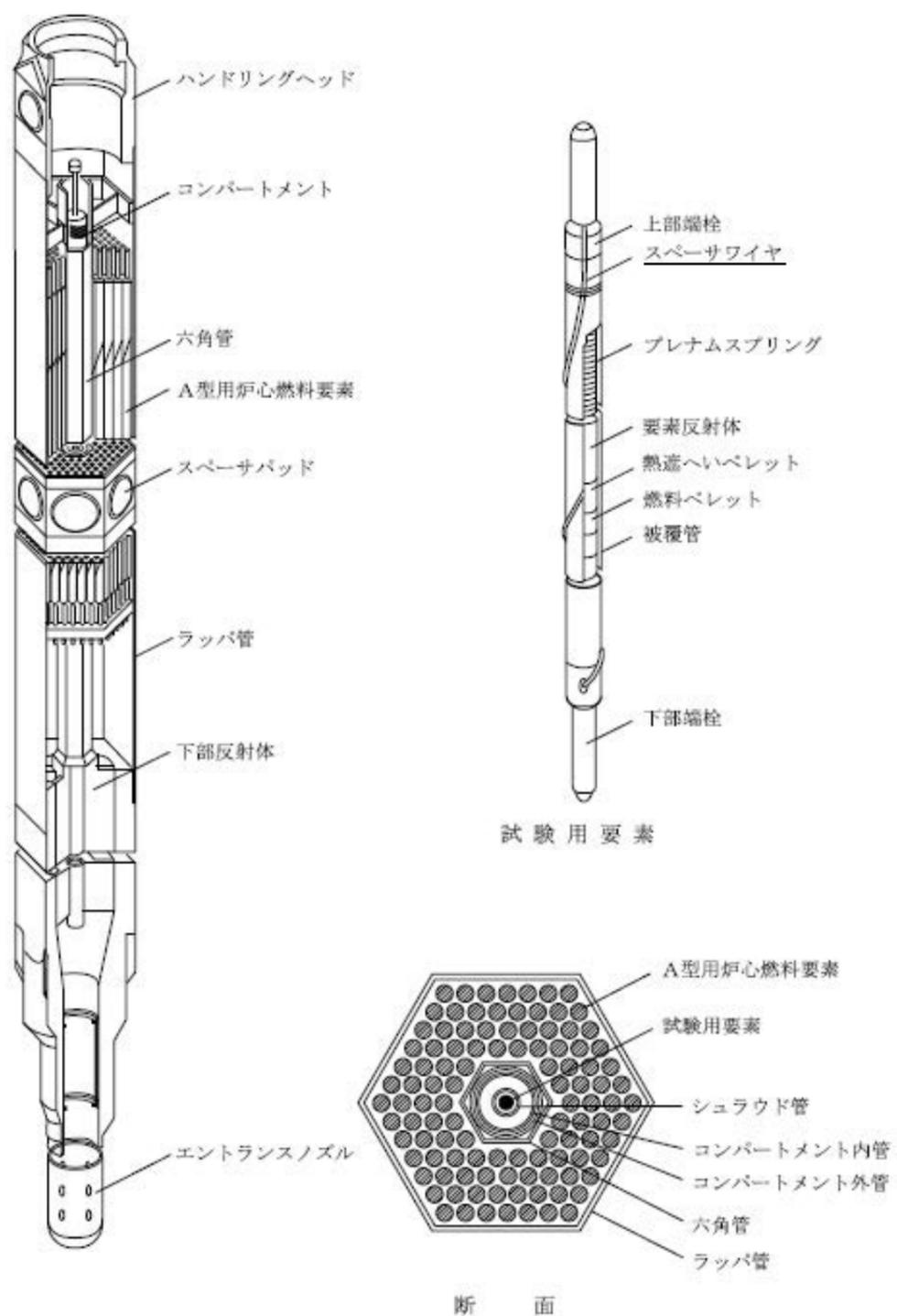
C型照射燃料集合体

C型照射燃料集合体

第 3. 7. 4 図 照射燃料集合体 (1/5) (参考用)

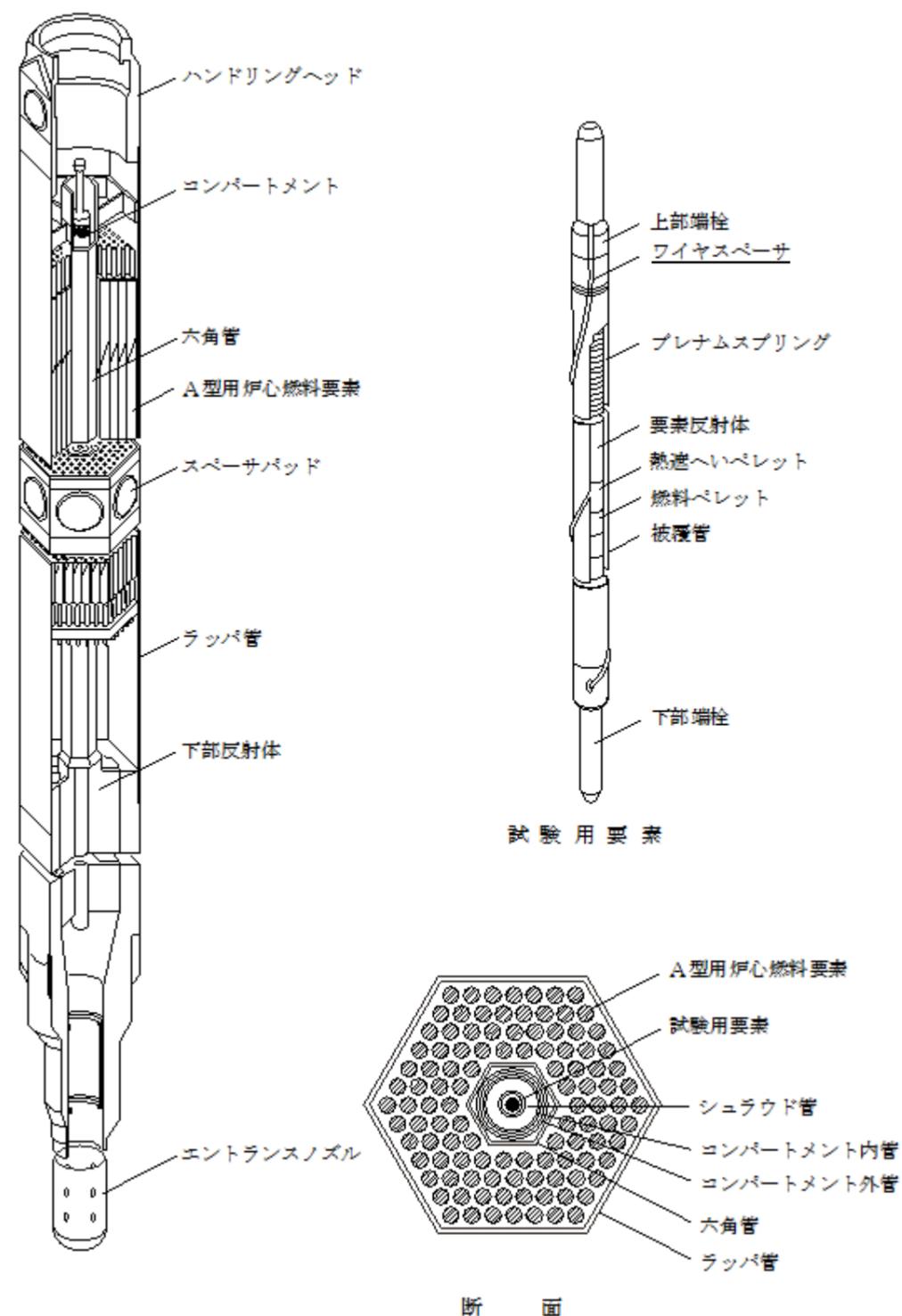
第 3. 7. 4 図 照射燃料集合体—断面図 (参考用)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



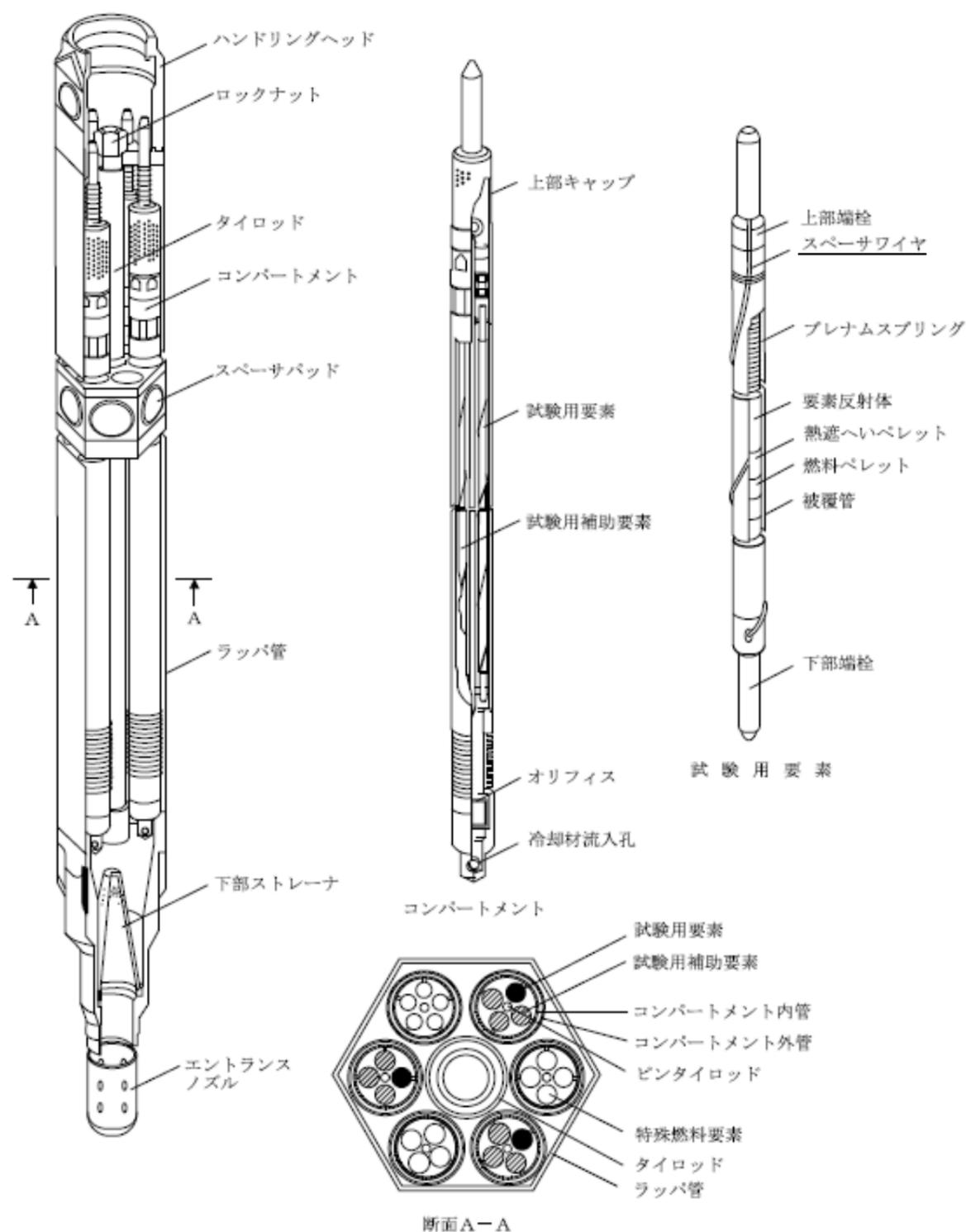
第 3.7.4 図 照射燃料集合体 (2/5) (参考用)  
 [A型照射燃料集合体—限界照射試験用]

変更後



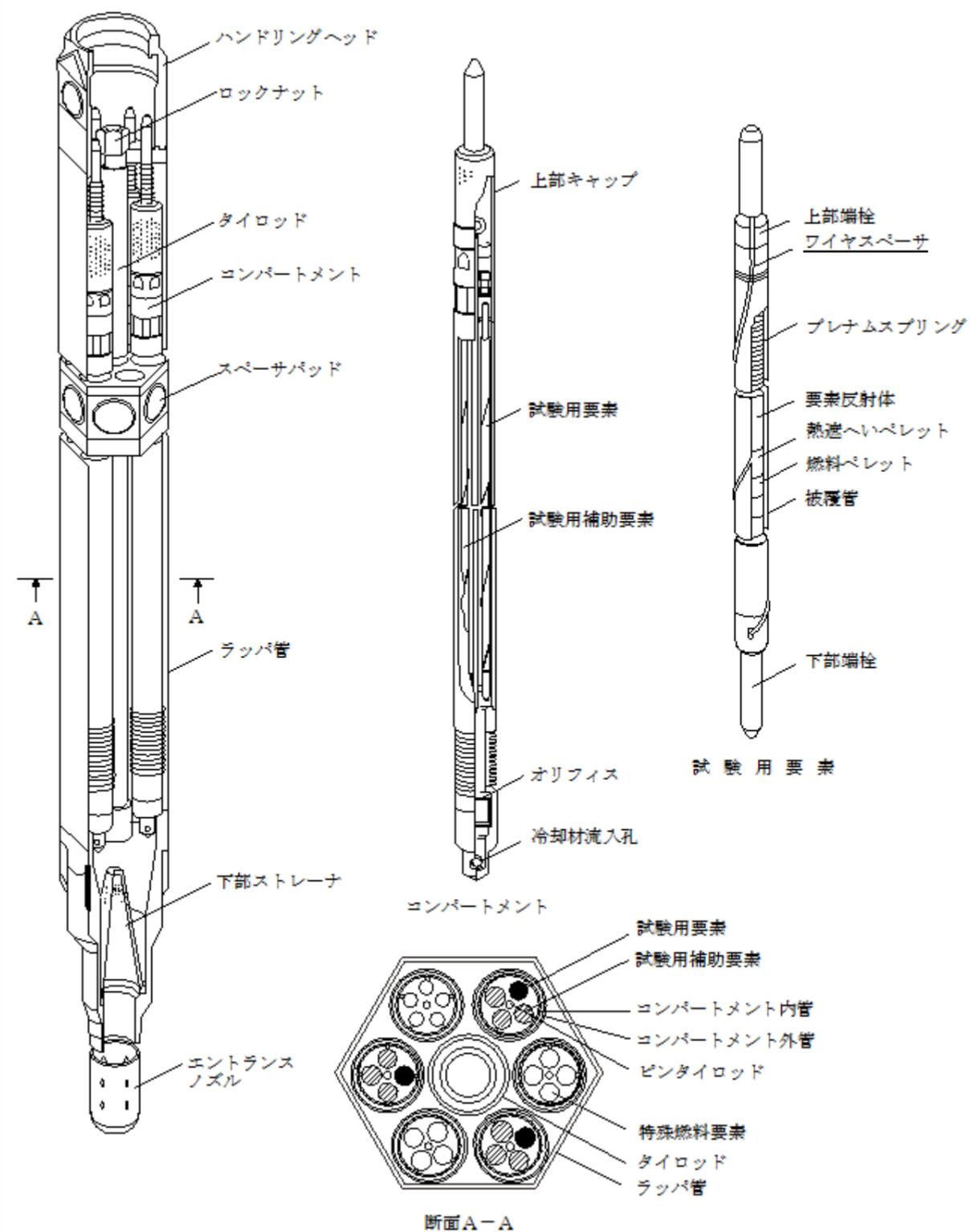
第 3.7.5 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 3.7.4 図 照射燃料集合体 (3/5) (参考用)  
[B型照射燃料集合体-限界照射試験用]

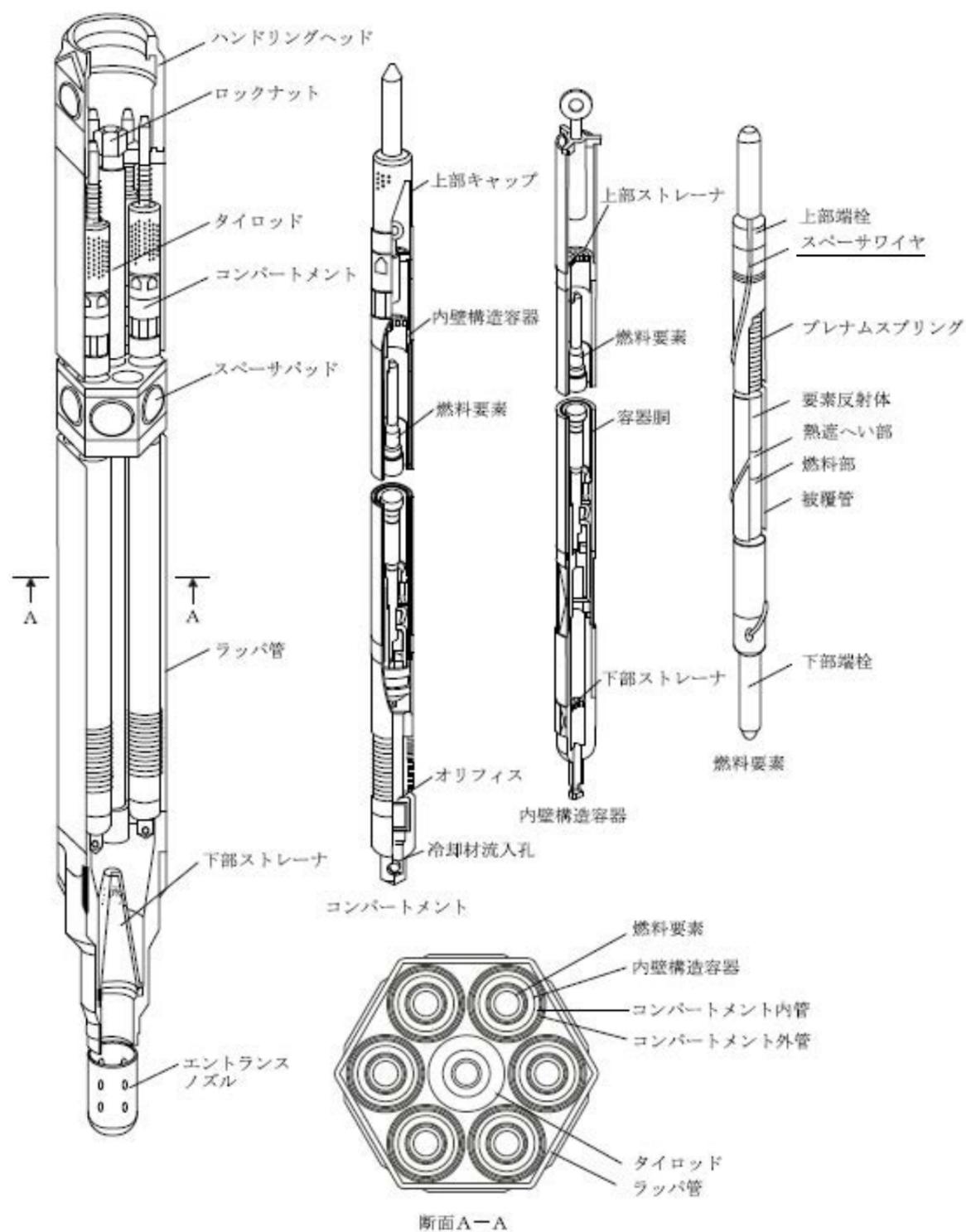
変更後



第 3.7.6 図 B型照射燃料集合体-限界照射試験用 (参考用)

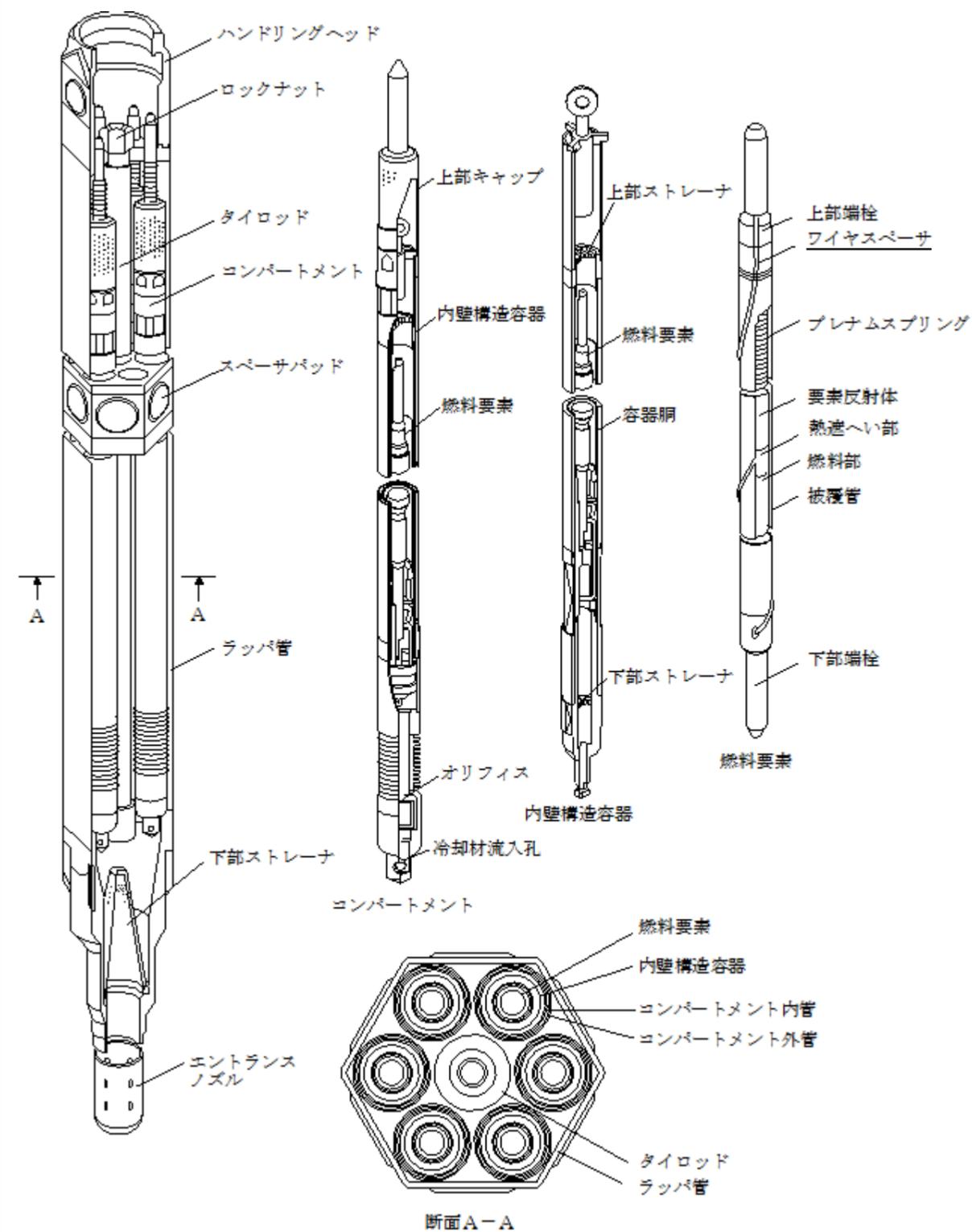
変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後



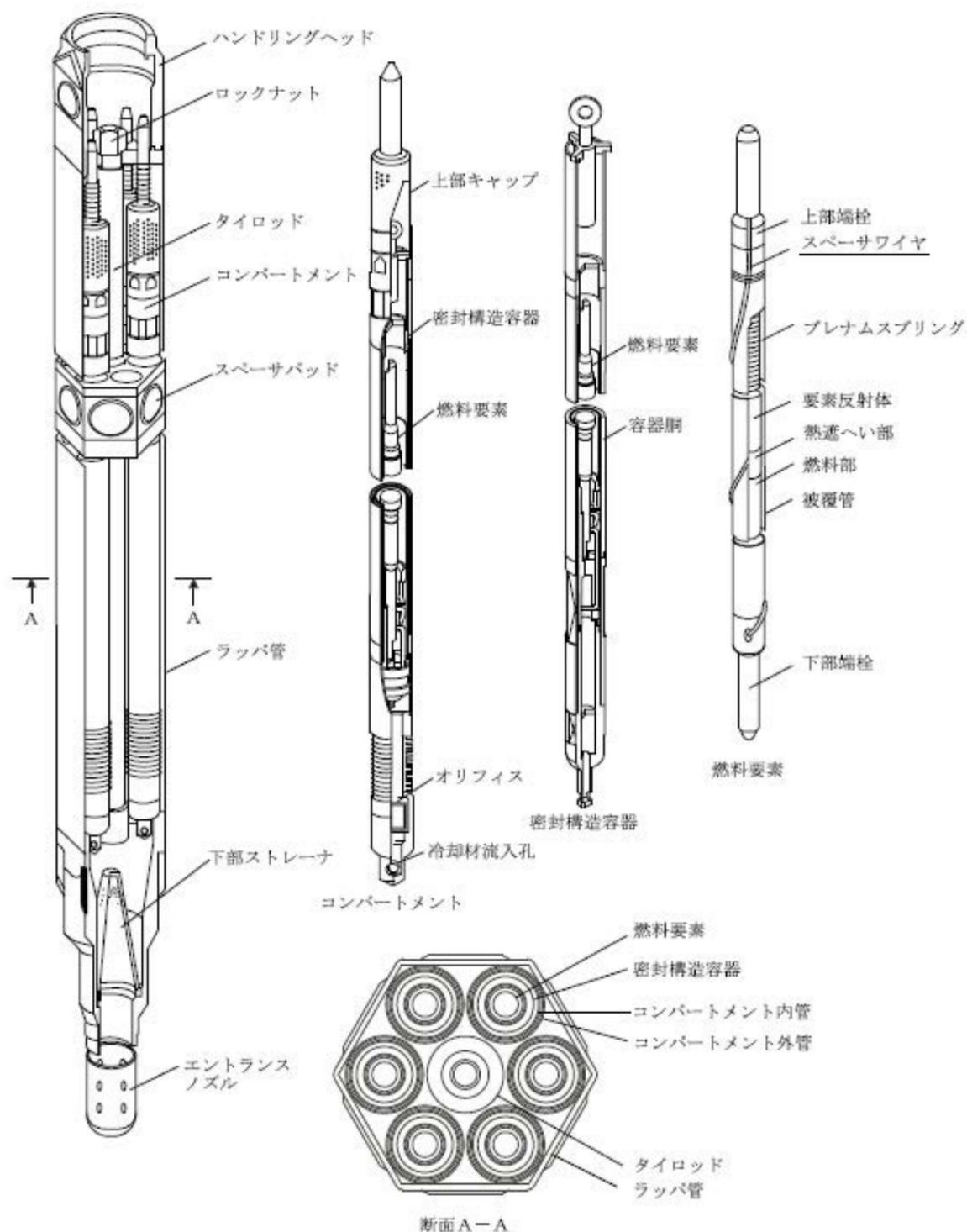
第 3.7.4 図 照射燃料集合体 (4/5) (参考用)

[B型照射燃料集合体-先行試験用]



第 3.7.7 図 B型照射燃料集合体-先行試験用 (参考用)

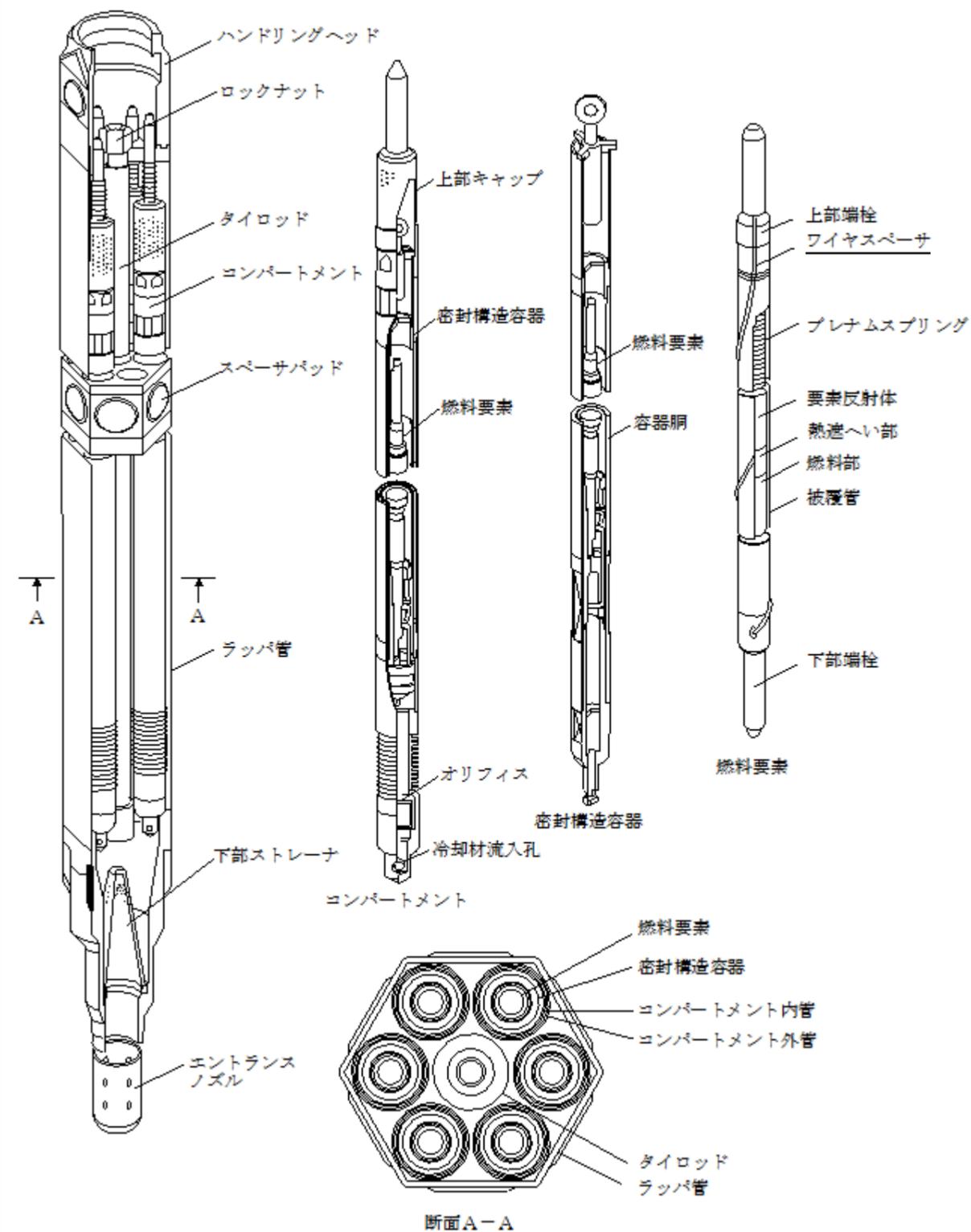
変更前 (2021.12.2 付補正)



第 3.7.4 図 照射燃料集合体 (5/5) (参考用)

[B型照射燃料集合体-基礎試験用]

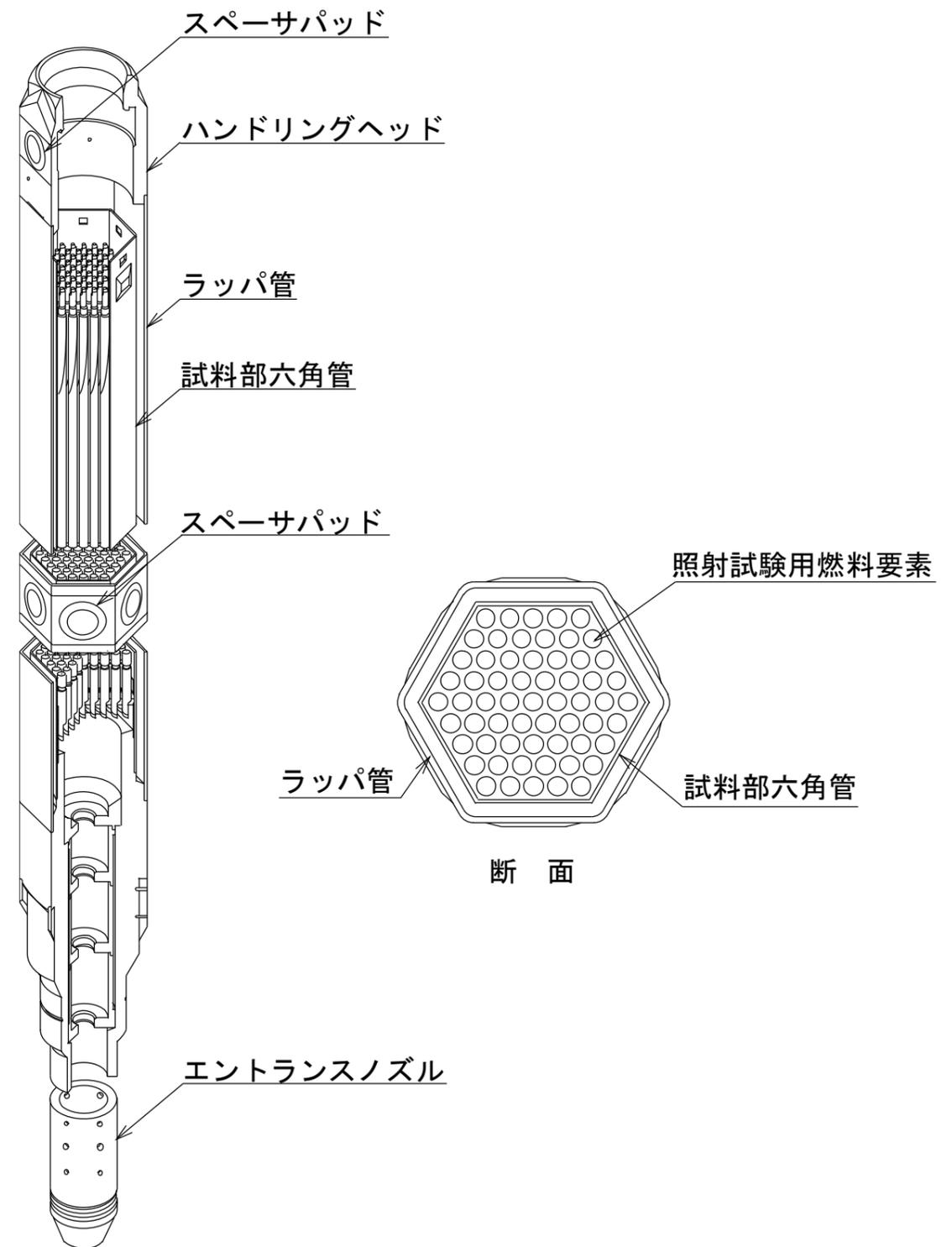
変更後



第 3.7.8 図 B型照射燃料集合体-基礎試験用 (参考用)

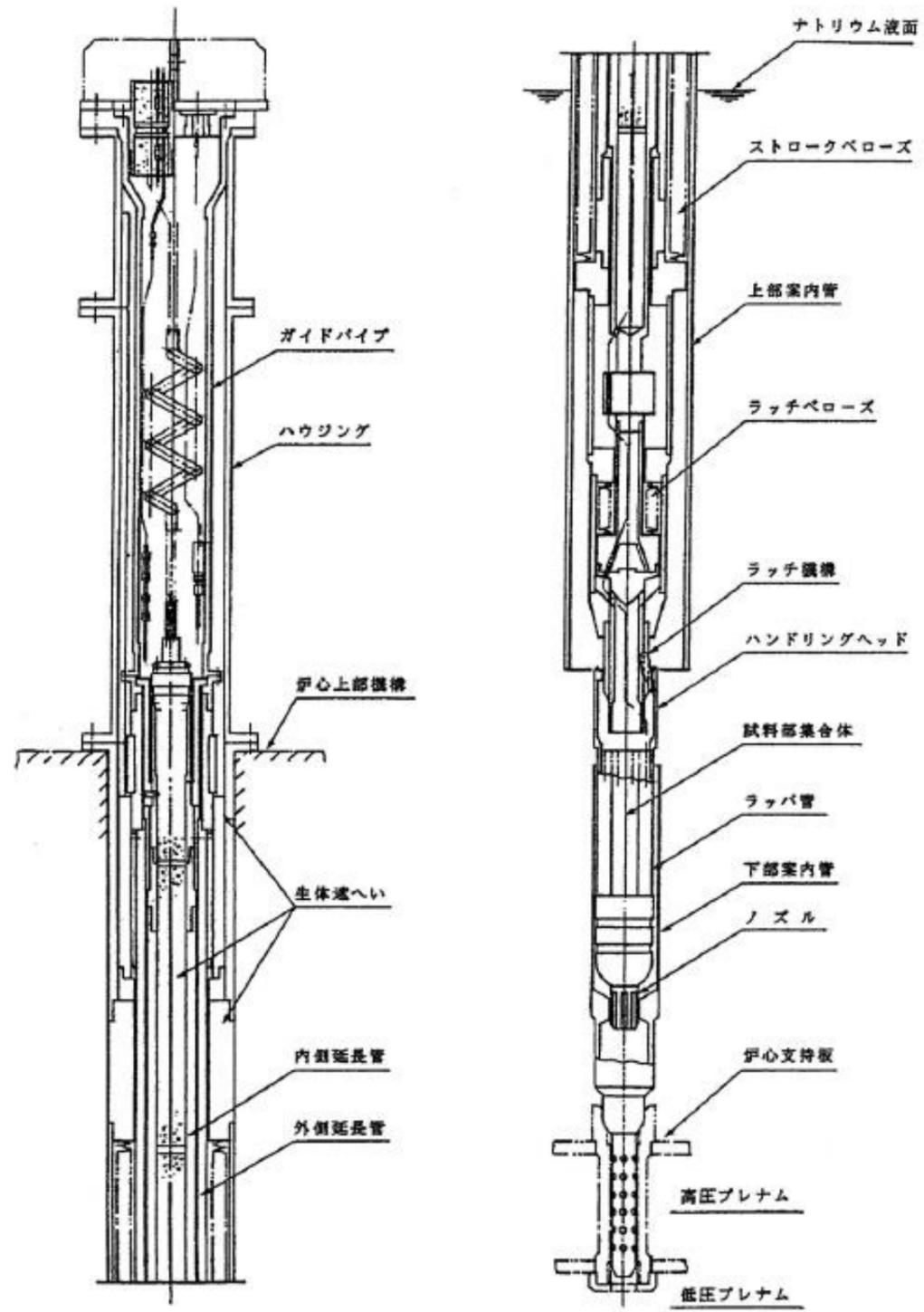
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



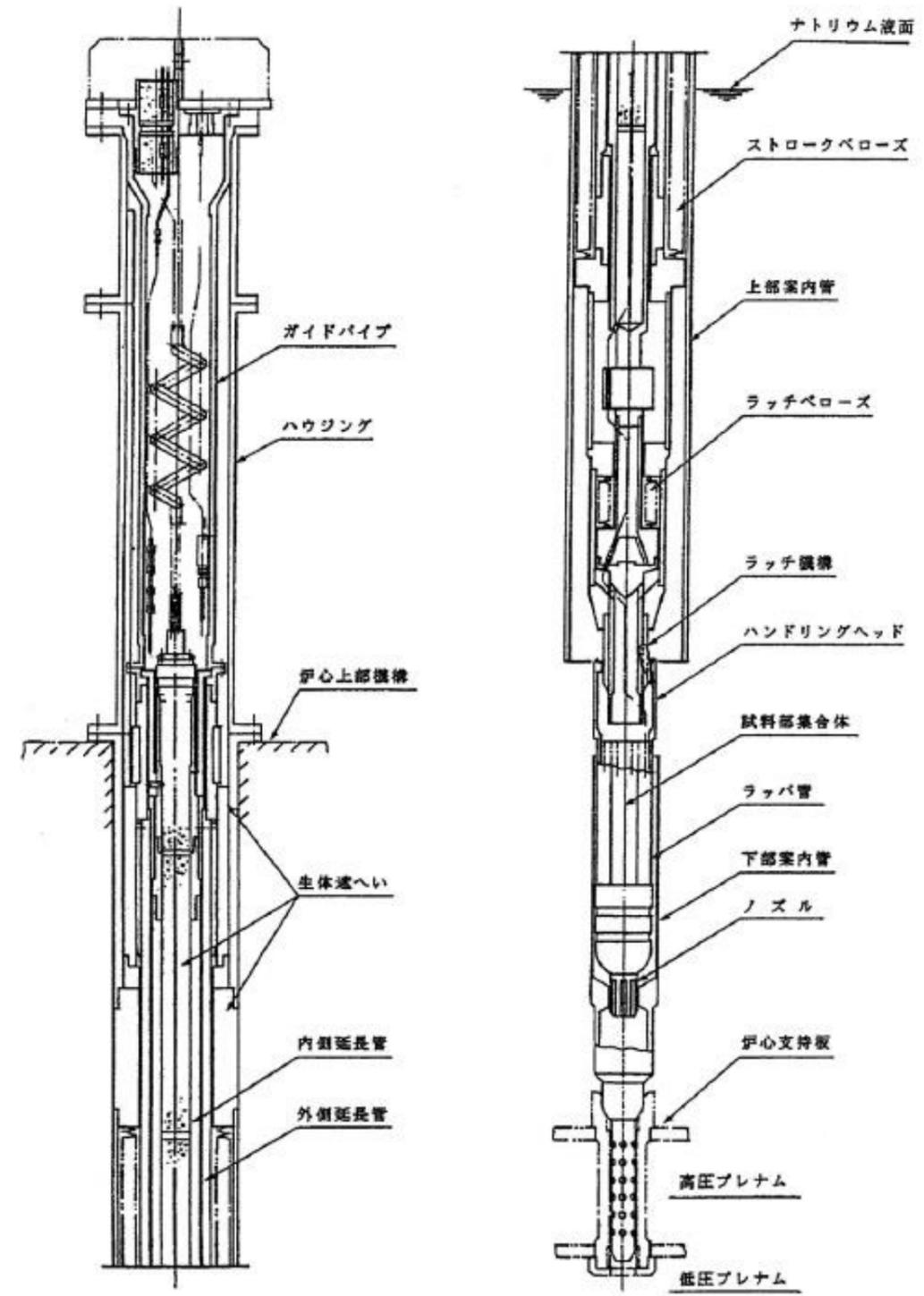
第 3.7.9 図 C型照射燃料集合体 (参考用)

変更前 (2021.12.2 付補正)



第 3.7.5 図 計測線付 C 型照射燃料集合体

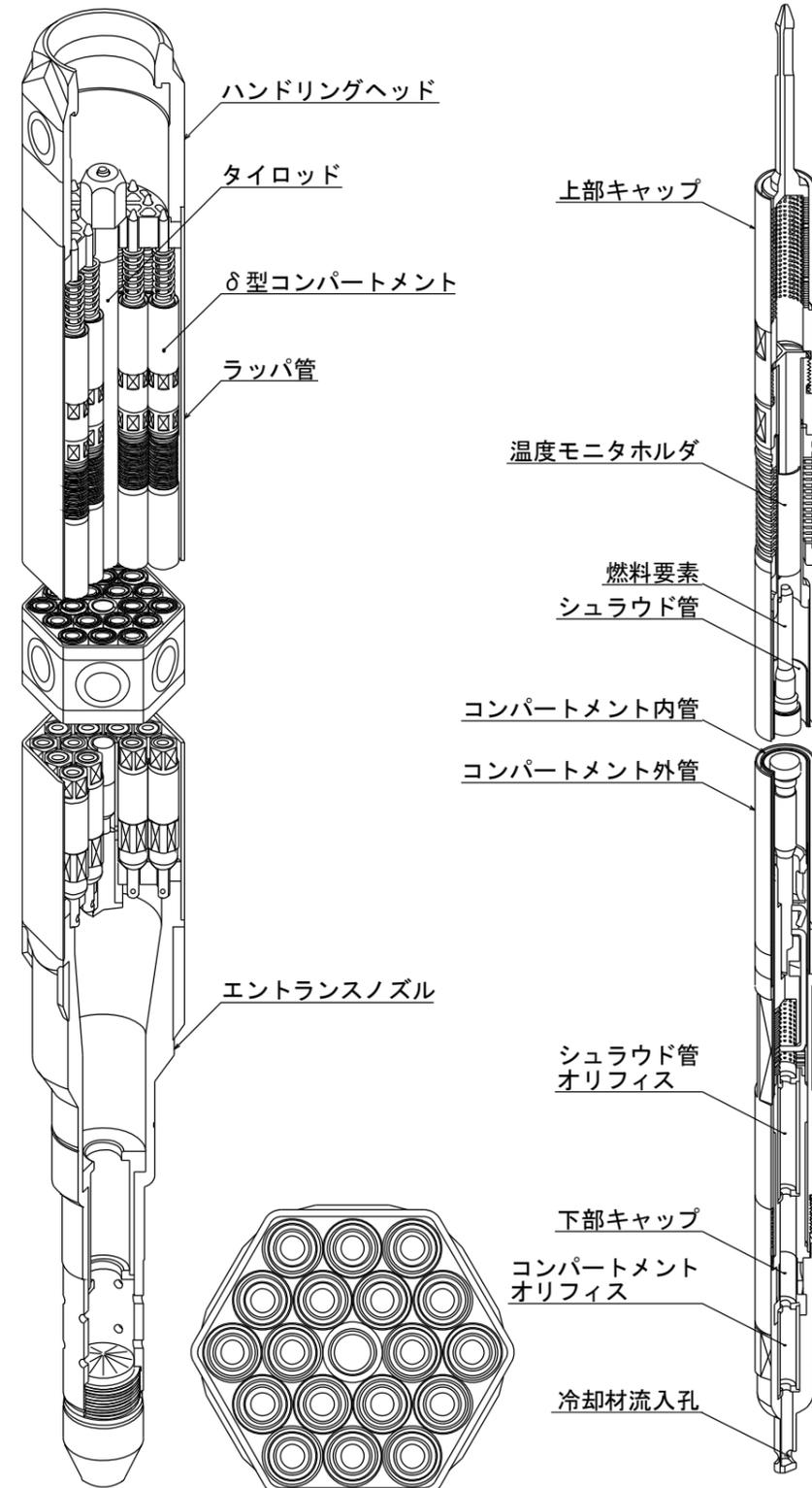
変更後



第 3.7.10 図 計測線付 C 型照射燃料集合体 (参考用)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

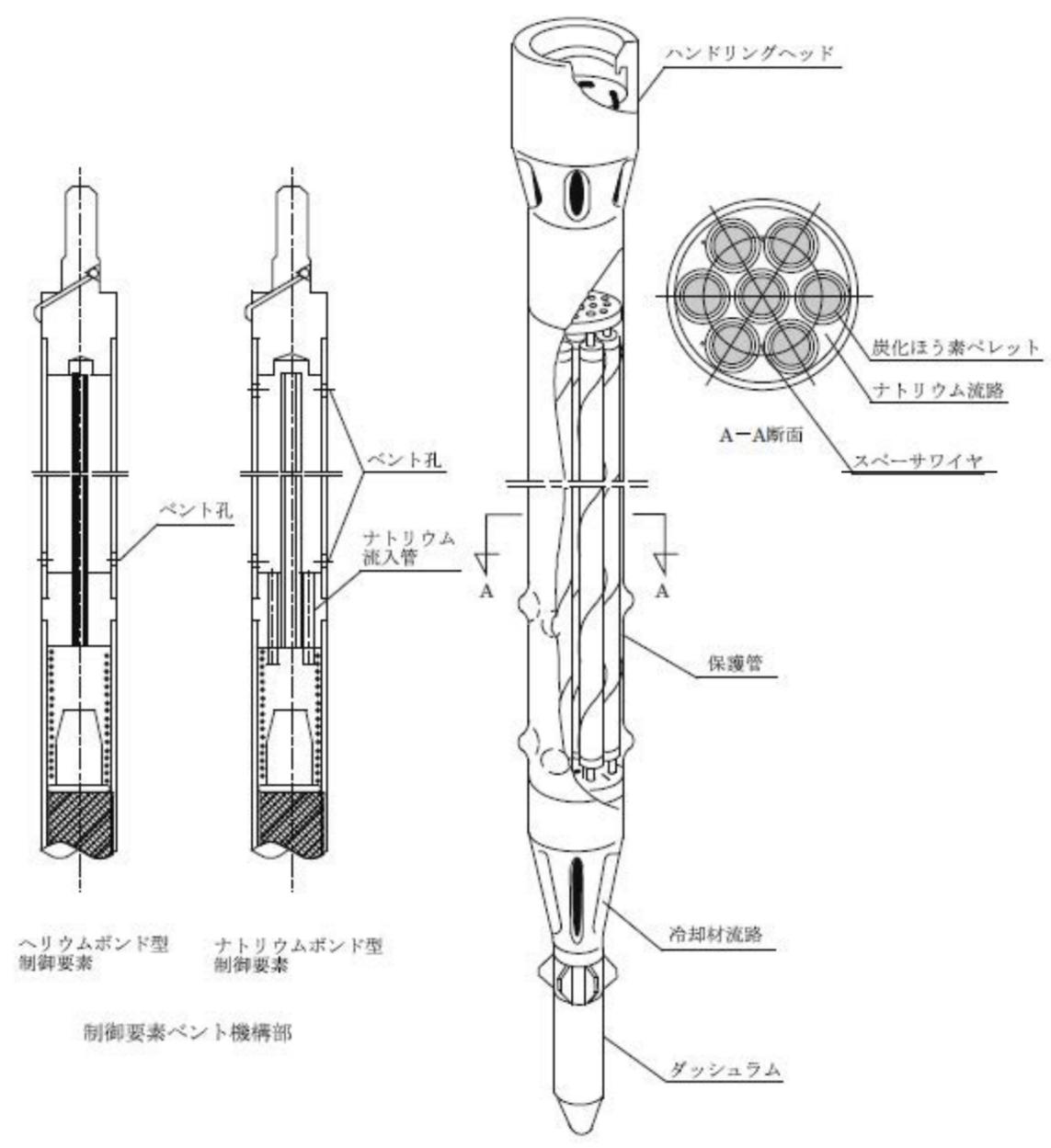


第 3. 7. 11 図 D型照射燃料集合体-δ型コンパートメント最大装填型 (参考用)

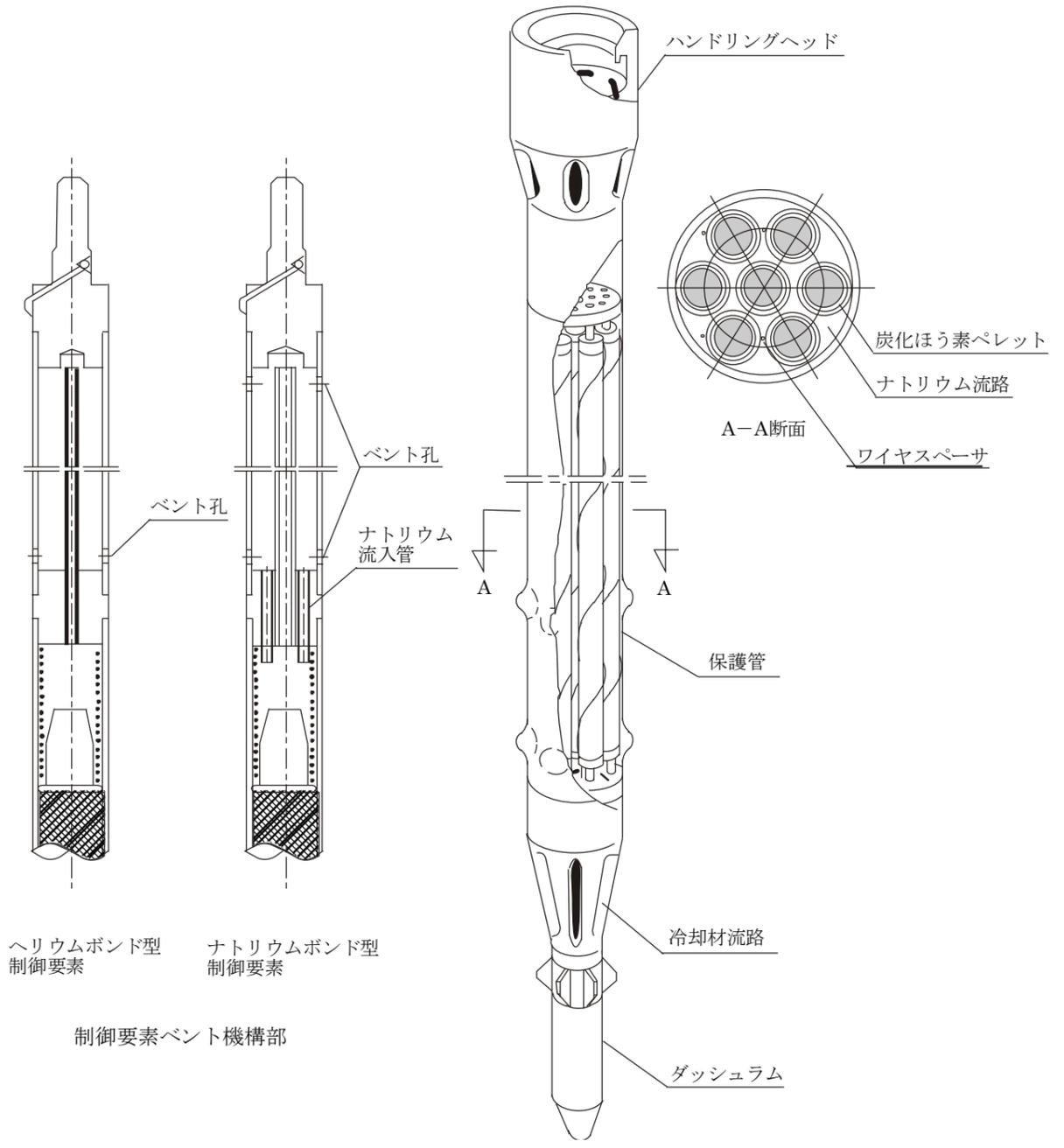
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>3.8 反射体及び遮へい集合体<br/>(省略)</p> <p>第3.8.1表 (省略)</p> <p>第3.8.1図～第3.8.3図 (省略)</p> <p>3.9 制御設備及び非常用制御設備</p> <p>3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系<br/>(省略)</p> <p>3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</p> <p>3.9.2.1 概要</p> <p>原子炉施設には、非常用制御設備として、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系(後備炉停止系)を設ける。後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。</p> <p>3.9.2.2～3.9.2.3<br/>(省略)</p> | <p>3.8 反射体及び遮へい集合体<br/>(変更なし)</p> <p>第3.8.1表 (変更なし)</p> <p>第3.8.1図～第3.8.3図 (変更なし)</p> <p>3.9 制御設備及び非常用制御設備</p> <p>3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系<br/>(変更なし)</p> <p>3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</p> <p>3.9.2.1 概要</p> <p>原子炉施設には、非常用制御設備として、<u>制御棒及び制御棒駆動系とは独立した後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系(後備炉停止系)を設けるものとし、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれない設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。</u></p> <p>3.9.2.2～3.9.2.3<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

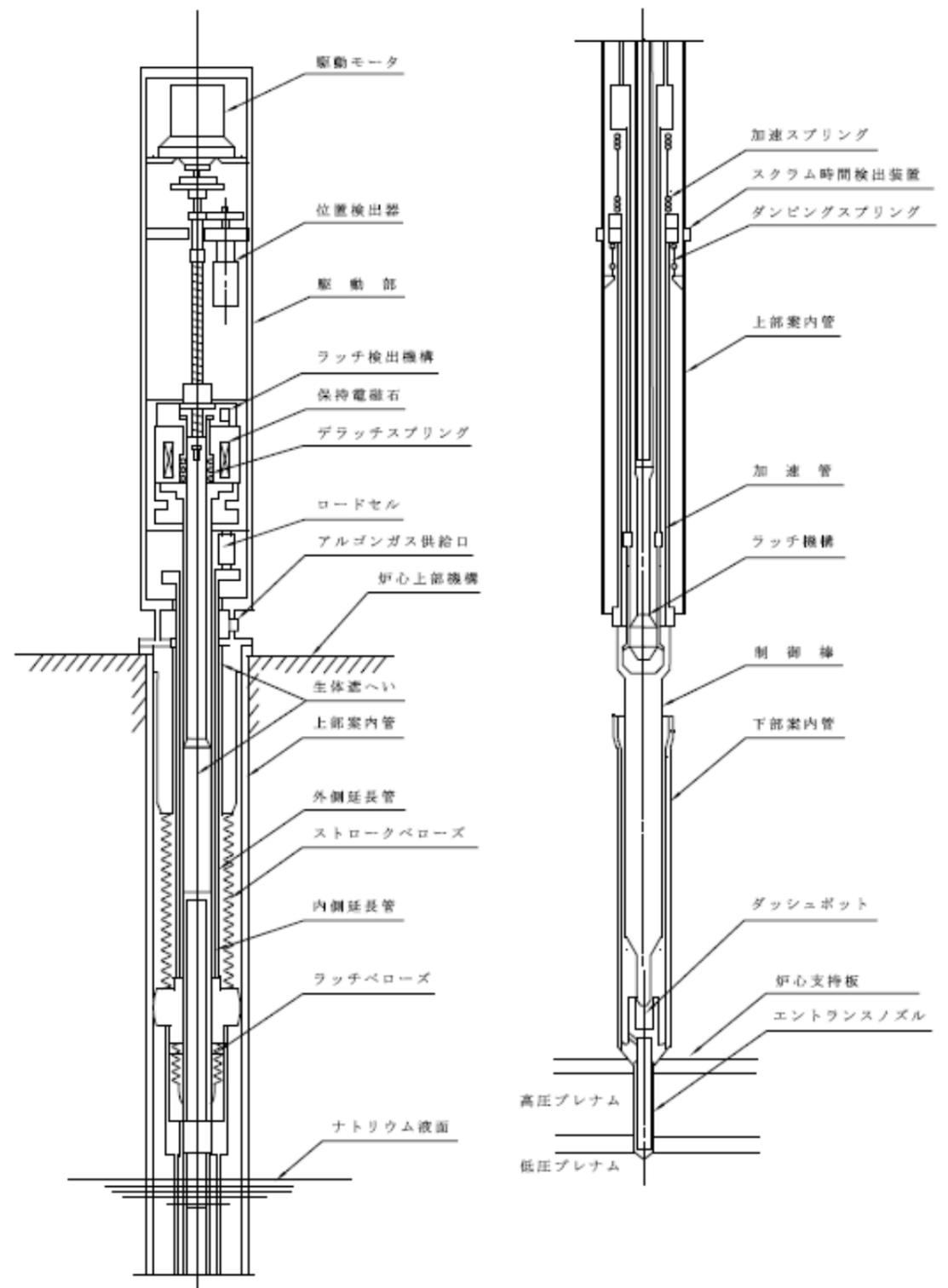


第 3.9.1 図 制御棒



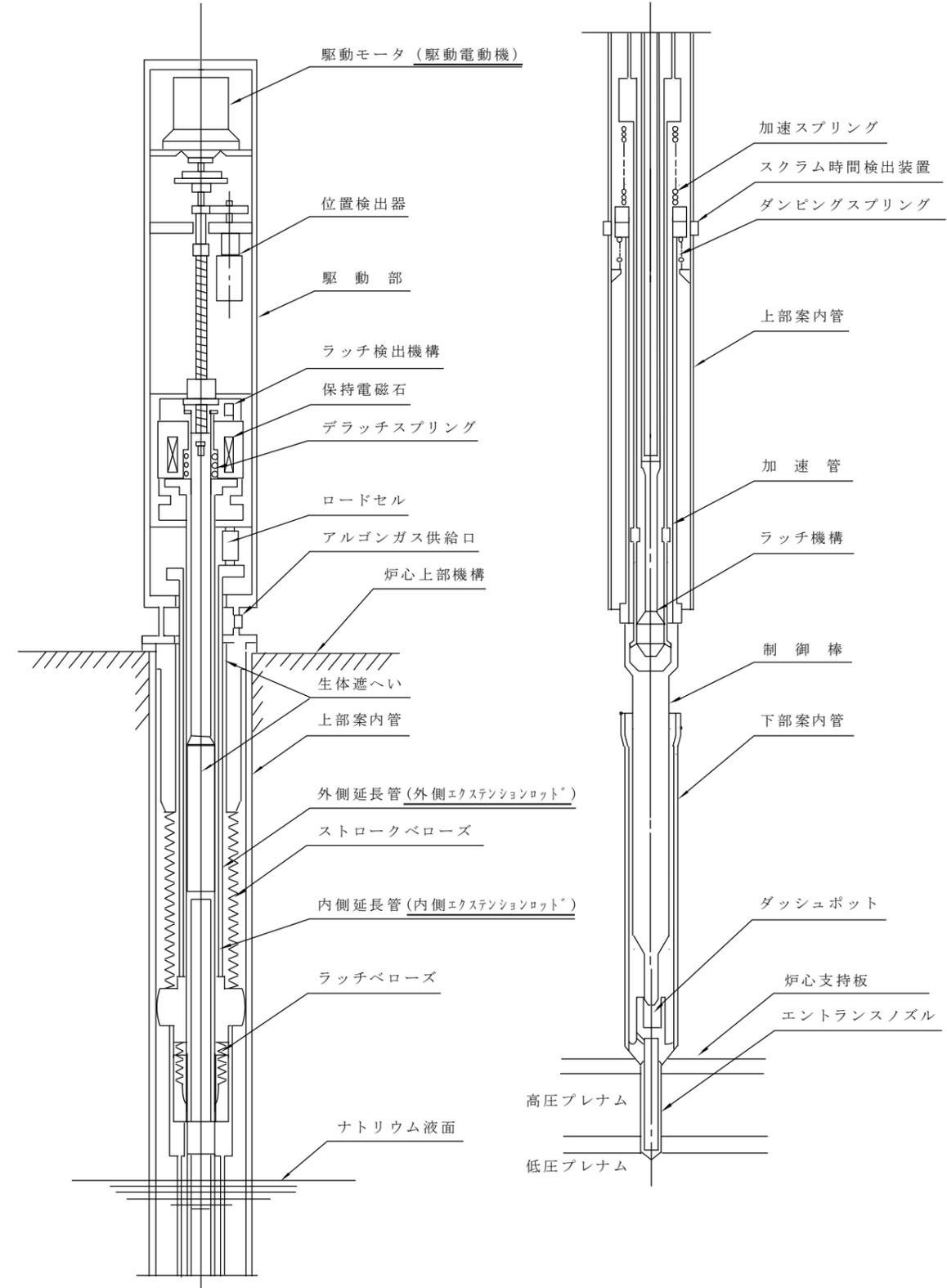
第 3.9.1 図 制御棒

変更前 (2021.12.2 付補正)



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

変更後



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>3.10 炉心構造物<br/>(省略)</p> <p>3.11 原子炉容器</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する(第3.11.1図参照)。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台(コアサポート)が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを経由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を経由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。</p> <p>原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造(リークジャケットを有する構造)とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。</p> <p>原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL(原子炉建物の一部)に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート(原子炉建物の一部)で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。</p> <p>高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体(多層構造)等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射によ</p> | <p>3.10 炉心構造物<br/>(変更なし)</p> <p>3.11 原子炉容器</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する(第3.11.1図参照)。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台(コアサポート)が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを経由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を経由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。</p> <p>原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造(リークジャケットを有する構造)と<u>するとともに、仕切板等により容積を制限することにより</u>、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を<u>1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)</u>に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、<u>容器形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する下部の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで</u>、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを<u>速やかに、かつ、確実に</u>検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。</p> <p>原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL(原子炉建物の一部)に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート(原子炉建物の一部)で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。</p> <p>高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体(多層構造)等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射によ</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>る機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。</p> <p>型式 たて置円筒形二重容器<br/> 材料 オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)<br/> 全高 約 10m<br/> 胴内径 約 3.6m<br/> 胴厚さ 約 25mm<br/> 高圧プレナム壁厚さ 約 25mm<br/> 設計圧力 上部 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 98kPa[gage])<br/> 高圧プレナム 7.2kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.71MPa[gage])<br/> 運転圧力 上部 約 0.01kg/cm<sup>2</sup>[gage]以下 (約 0.98kPa[gage]以下) (カバーガス部)<br/> 高圧プレナム 約 5kg/cm<sup>2</sup>[gage]以下 (約 0.49MPa[gage]以下)<br/> 設計温度 550℃<br/> 運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約 350℃<br/> 原子炉容器出口冷却材温度 約 456℃<br/> 設計制限中性子照射量 (&gt;1MeV) 10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup><br/> 加熱冷却速度 50℃/h</p> <p>第 3.11.1 図 原子炉容器 (省略)</p> <p>3.12 放射線遮蔽体 (省略)</p> | <p>る機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。</p> <p>型式 たて置円筒形二重容器<br/> 材料 オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)<br/> 全高 約 10m<br/> 胴内径 約 3.6m<br/> 胴厚さ 約 25mm<br/> 高圧プレナム壁厚さ 約 25mm<br/> 設計圧力 上部 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 98kPa[gage])<br/> 高圧プレナム 7.2kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.71MPa[gage])<br/> 運転圧力 上部 約 0.01kg/cm<sup>2</sup>[gage]以下 (約 0.98kPa[gage]以下) (カバーガス部)<br/> 高圧プレナム 約 5kg/cm<sup>2</sup>[gage]以下 (約 0.49MPa[gage]以下)<br/> 設計温度 550℃<br/> 運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約 350℃<br/> 原子炉容器出口冷却材温度 約 456℃<br/> 設計制限中性子照射量 (&gt;1MeV) 10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup><br/> 加熱冷却速度 50℃/h</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/> 原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、コンクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備する。<br/> リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの外周に独立に設置する。<br/> リークジャケットの主な仕様を以下に示す。</p> <p><u>材料 オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)</u><br/> <u>胴内径 約3.7m</u><br/> <u>胴厚さ 約 12mm</u></p> <p>第 3.11.1 図 原子炉容器 (変更なし)</p> <p>3.12 放射線遮蔽体 (変更なし)</p> |

**【取扱注意】**  
(原子力機構 大洗研究所)  
本書は、核物質防護情報が含まれています。  
当機構の同意なく本書の全部又は一部を複製  
及び第三者に開示することを禁止します。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>4.1 概要</p> <p>原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、警報を発することができる設備を設ける。</p> <p>核燃料物質取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するためのものである。核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように、かつ、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように、また、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。また、核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等を貯蔵するためのものである。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、反射体、遮へい集合体及び中性子源等の炉心構成要素も取り扱う。</p> <p>燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す（燃料集合体等の主な取扱経路：第 4.1 図参照）。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第 4.2 図に示す。</p> <p>(1) 燃料受入れから新燃料貯蔵設備（原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備）に貯蔵するまでの操作</p> <p>新燃料等は、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される。なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</p> | <p>4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>4.1 概要</p> <p>原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、警報を発することができる設備を設ける。</p> <p>核燃料物質取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するためのものである。</p> <p>核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1 体とする（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。</p> <p><u>また、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計する。燃料出入機及びトランスファロータでは、燃料集合体等をポット（ナトリウムを保有）に収納した状態で取り扱う。燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。</u></p> <p><u>さらに、使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。</u></p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等を貯蔵するためのものである。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有するように、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、燃料集合体の最大挿入量（79 体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持する設計とする。</p> <p>また、<u>核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがない（実効増倍率は 0.95 以下）ように設計する。原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備にあつては、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は 0.95 以下に保つことができる設計とする。</u></p> <p>なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、反射体、遮へい集合体及び中性子源等の炉心構成要素も取り扱う。</p> <p>燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す（燃料集合体等の主な取扱経路：第 4.1 図参照）。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第 4.2 図に示す。<u>核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備の運用については、原子炉施設保安規定等に定める。</u></p> <p>(1) 燃料受入れから新燃料貯蔵設備（原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備）に貯蔵するまでの操作</p> <p>新燃料等は、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される。</p> <p><u>照射燃料集合体については、照射装置組立検査施設にて組み立てられた後、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合、及び照射燃料集合体試験施設にて組み立てられた後、燃料取扱用キャスクカーにより受け入れる場合がある。</u></p> |

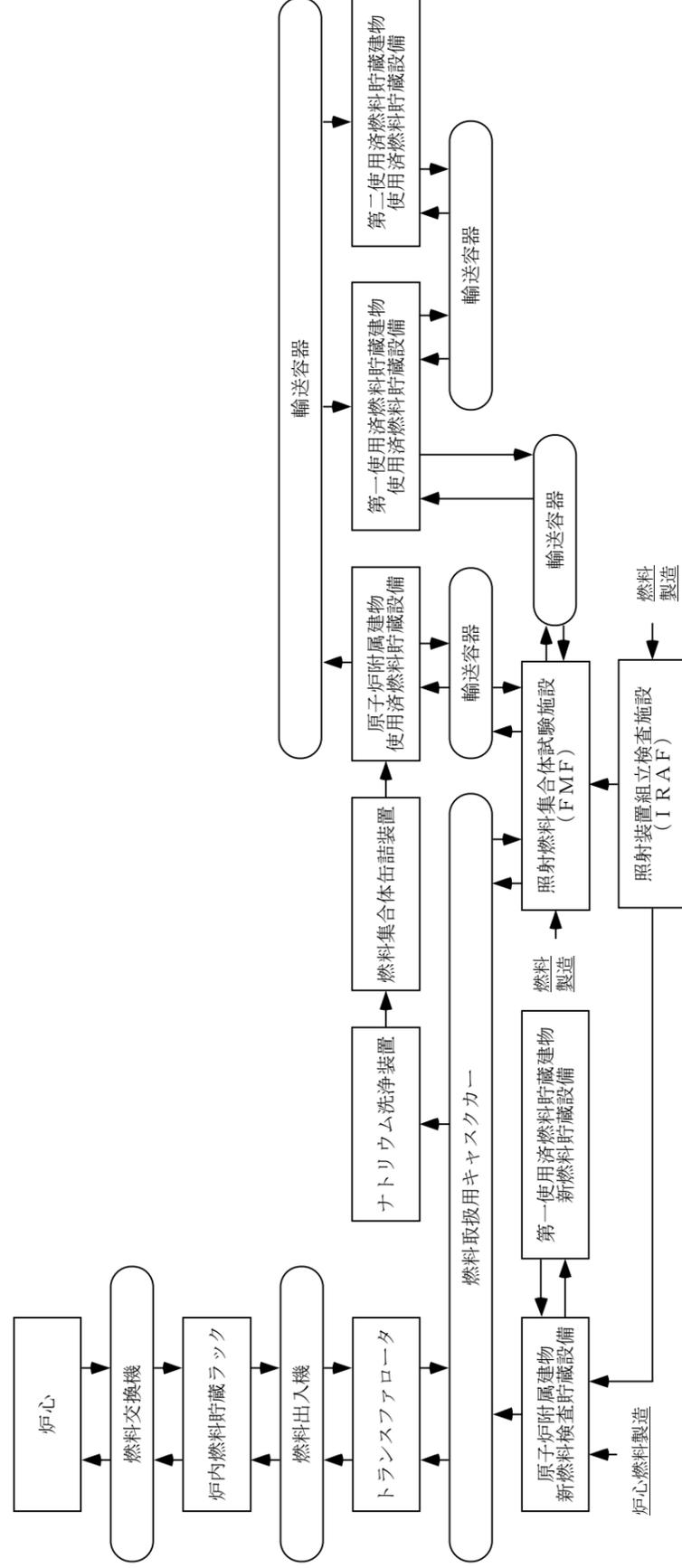
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(2) 燃料交換操作<br/>(省略)</p> <p>(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 (水冷却池) からの搬出操作</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解体のため、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬されるか又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備から第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。なお、照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供したものについては、小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼製の缶に収納・溶接密封され、さらに缶詰缶に封入された状態で、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備又は第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬される場合若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照射燃料集合体試験施設に運搬される場合もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される (第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部を第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある)。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵されたものとする。これらの運搬にあつては、輸送容器を使用する。貯蔵された使用済燃料等を再処理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収納し、トレーラ等にて運搬する。なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。なお、反射体及び遮へい集合体等についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。</p> <p>4.2 主要設備</p> <p>4.2.1 核燃料物質取扱設備</p> <p>4.2.1.1～4.2.1.4<br/>(省略)</p> <p>4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置</p> <p>ナトリウム洗浄装置は、使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備であり、洗浄容器、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。使用済燃料等は、燃料取扱用キャスクカーにより、燃料洗浄槽に装填される。燃料洗浄槽では、アルゴンガスを循環さ</p> | <p>なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</p> <p>(2) 燃料交換操作<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 (水冷却池) からの搬出操作</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解体のため、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬されるか又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備から第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。</p> <p>なお、照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供したものについては、小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼製の缶に収納・溶接密封され、さらに缶詰缶に封入された状態で、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備又は第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。</p> <p>また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬される場合若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照射燃料集合体試験施設に運搬される場合もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される (第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部を第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある)。</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵されたものとする。</p> <p>これらの運搬にあつては、輸送容器を使用する。</p> <p>貯蔵された使用済燃料等を再処理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収納し、トレーラ等にて運搬する。</p> <p>なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</p> <p>また、反射体及び遮へい集合体等についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。</p> <p>4.2 主要設備</p> <p>4.2.1 核燃料物質取扱設備</p> <p>4.2.1.1～4.2.1.4<br/>(変更なし)</p> <p>4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置</p> <p>ナトリウム洗浄装置は、使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備であり、洗浄容器 (燃料洗浄槽)、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。使用済燃料等は、燃料取扱用キャスクカーにより、燃料洗浄槽に装填される。燃料洗浄槽で</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>せることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。ナトリウム洗浄設備は、温度計及び圧力計等の設置により必要な監視機能を確保することで、反応が急激に進むことがないように操作できる構造とする。</p> <p>4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置<br/>(省略)</p> <p>4.2.2 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.2.2.1 新燃料貯蔵設備<br/>(省略)</p> <p>4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等から構成される。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。使用済燃料貯蔵設備は、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とともに、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、また、使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。さらに、水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。なお、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入量（79 体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。また、使用済燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。</p> <p>(1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態</p> | <p>は、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。</p> <p>ナトリウム洗浄装置は、温度計及び圧力計等の設置により必要な監視機能を確保することで、反応が急激に進むことがないように操作できる構造とする。</p> <p>4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置<br/>(変更なし)</p> <p>4.2.2 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.2.2.1 新燃料貯蔵設備<br/>(変更なし)</p> <p>4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等から構成される。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。</p> <p>使用済燃料貯蔵設備は、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ように設計する。<u>水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとし、適切な水深を確保できるものとする。</u></p> <p><u>また、使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、水冷却浄化設備については、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計する。</u></p> <p>使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。<u>炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。</u></p> <p>さらに、水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。<u>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。</u></p> <p>なお、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入量（79 体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。また、使用済燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。</p> <p>(1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。<u>貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。</u></p> <p>水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りし</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.6 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、600 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.7 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> | <p>た強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。</p> <p>水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.6 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。</p> <p>水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、600 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。<u>貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。</u></p> <p>水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。</p> <p>水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.7 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。</p> <p>水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態</p> |

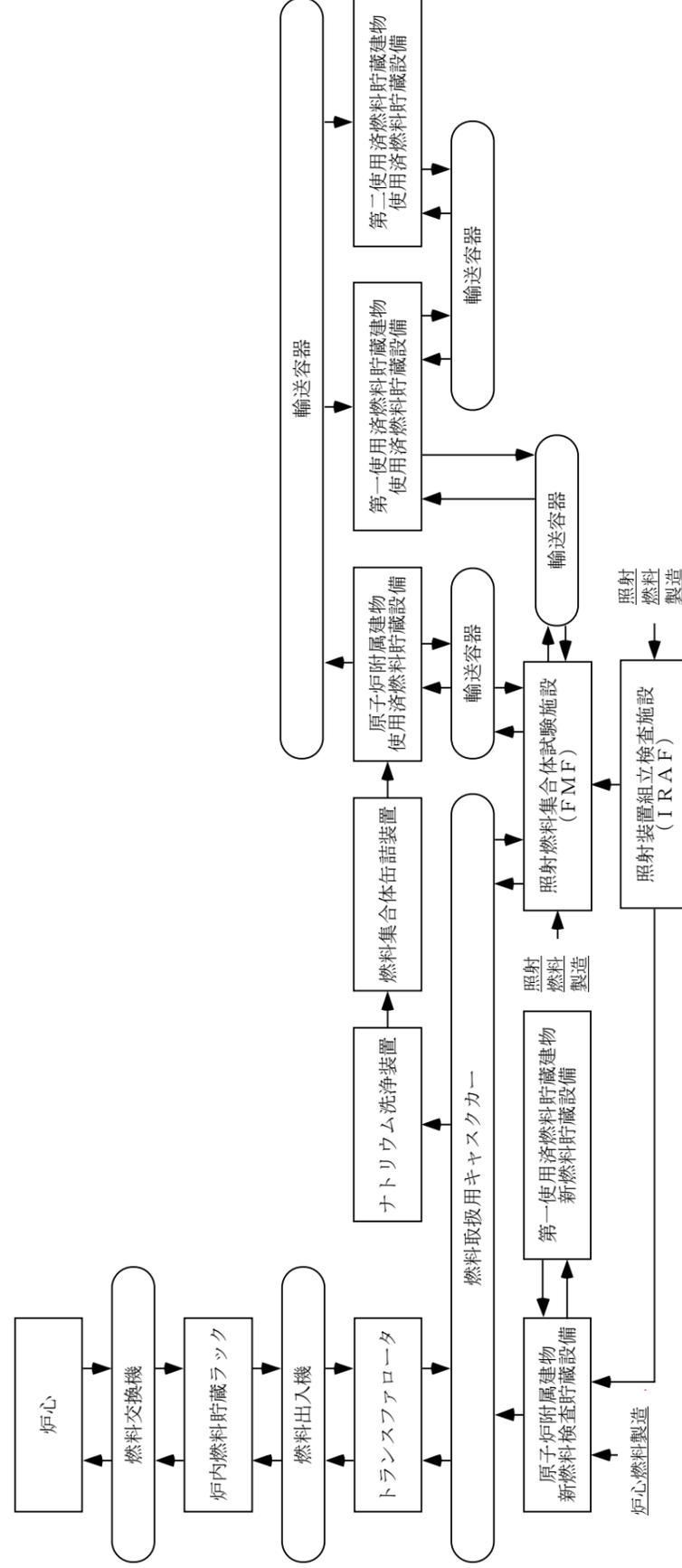
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、350 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。また、450 体の使用済反射体等を貯蔵できる。なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から取り出すための缶詰缶開封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラックに缶詰缶に封入された使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.8 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> | <p>を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> <p>(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、350 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。<u>貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。</u>また、450 体の使用済反射体等を貯蔵できる。</p> <p>なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から取り出すための缶詰缶開封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラックに缶詰缶に封入された使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。</p> <p>水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。</p> <p>水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.8 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。</p> <p>水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4.1 図 燃料集合体等の主な取扱経路

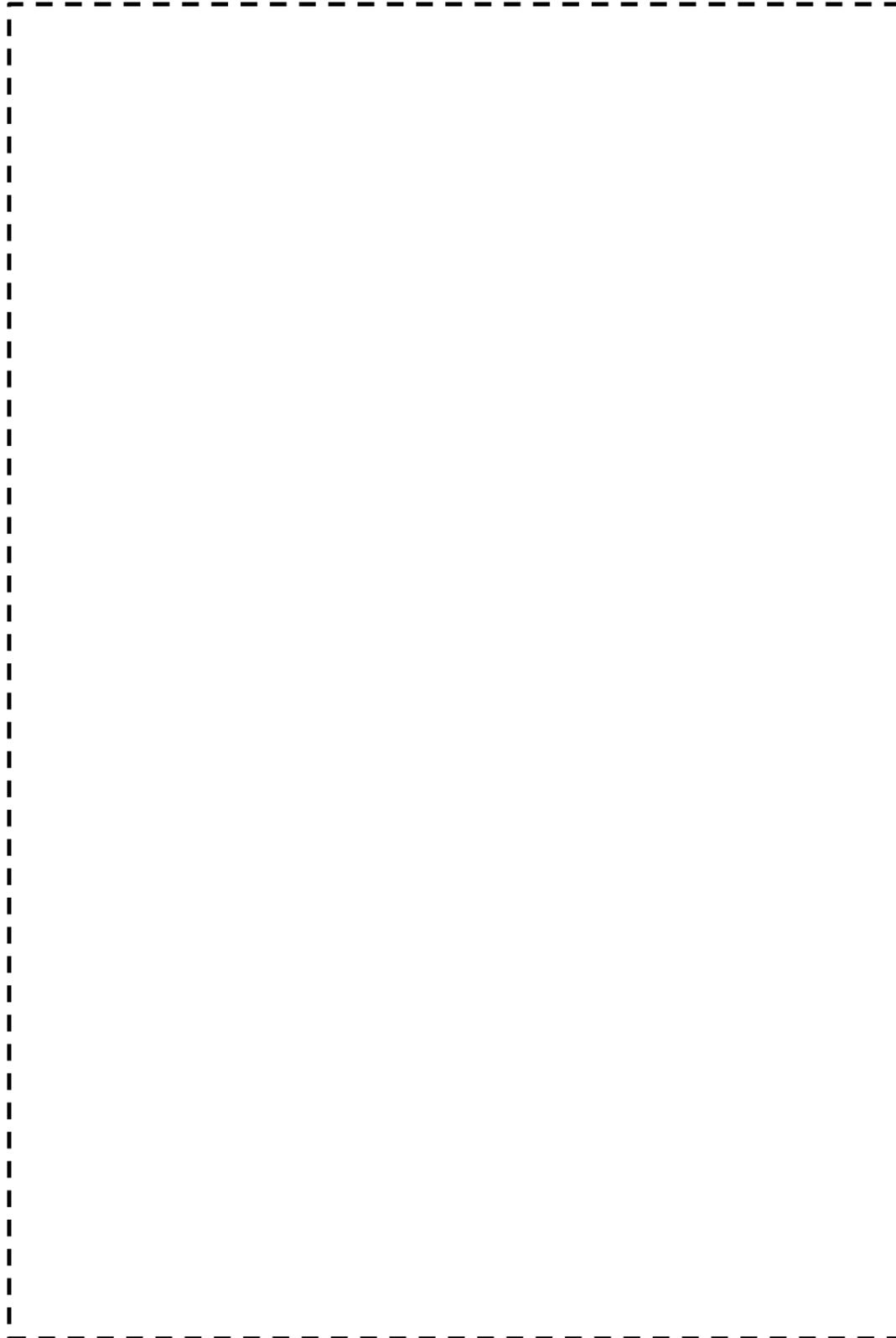
変更後



第 4.1 図 燃料集合体等の主な取扱経路

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

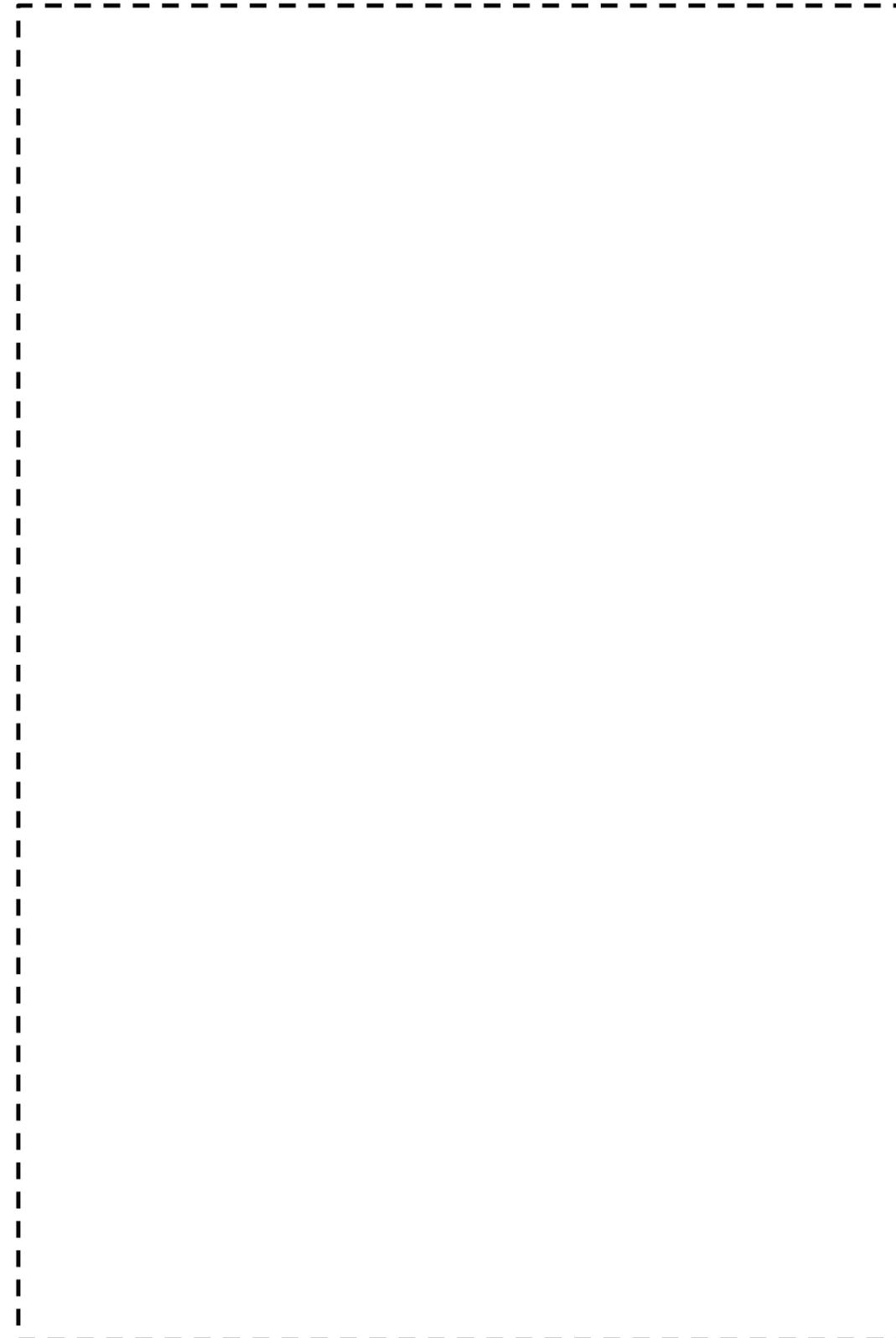
取扱注意



第 4.2 図 (1/2) 核燃料物質取扱設備の配置

変更後

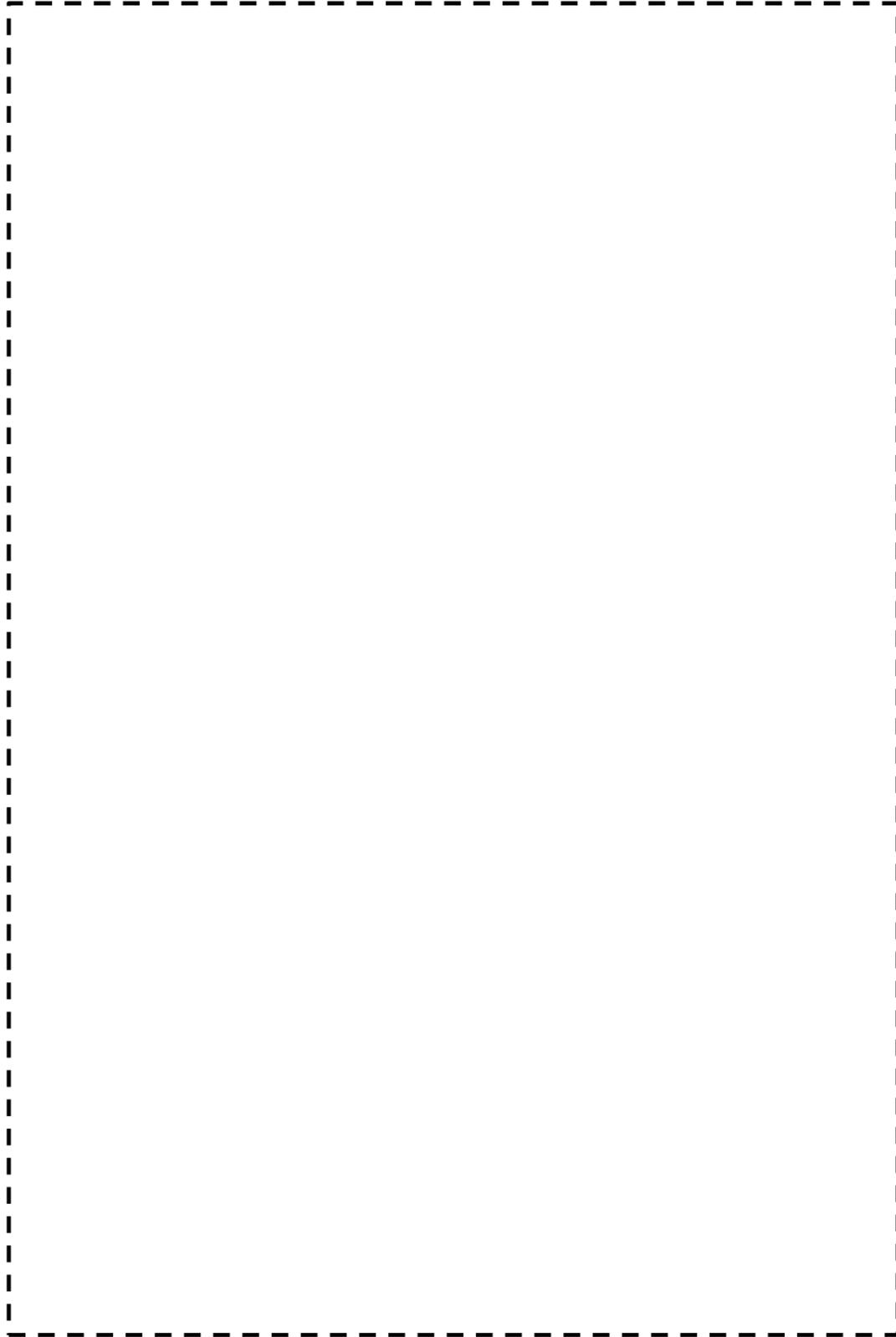
取扱注意



第 4.2 図 (1/2) 核燃料物質取扱設備の配置

変更前 (2021.12.2 付補正)

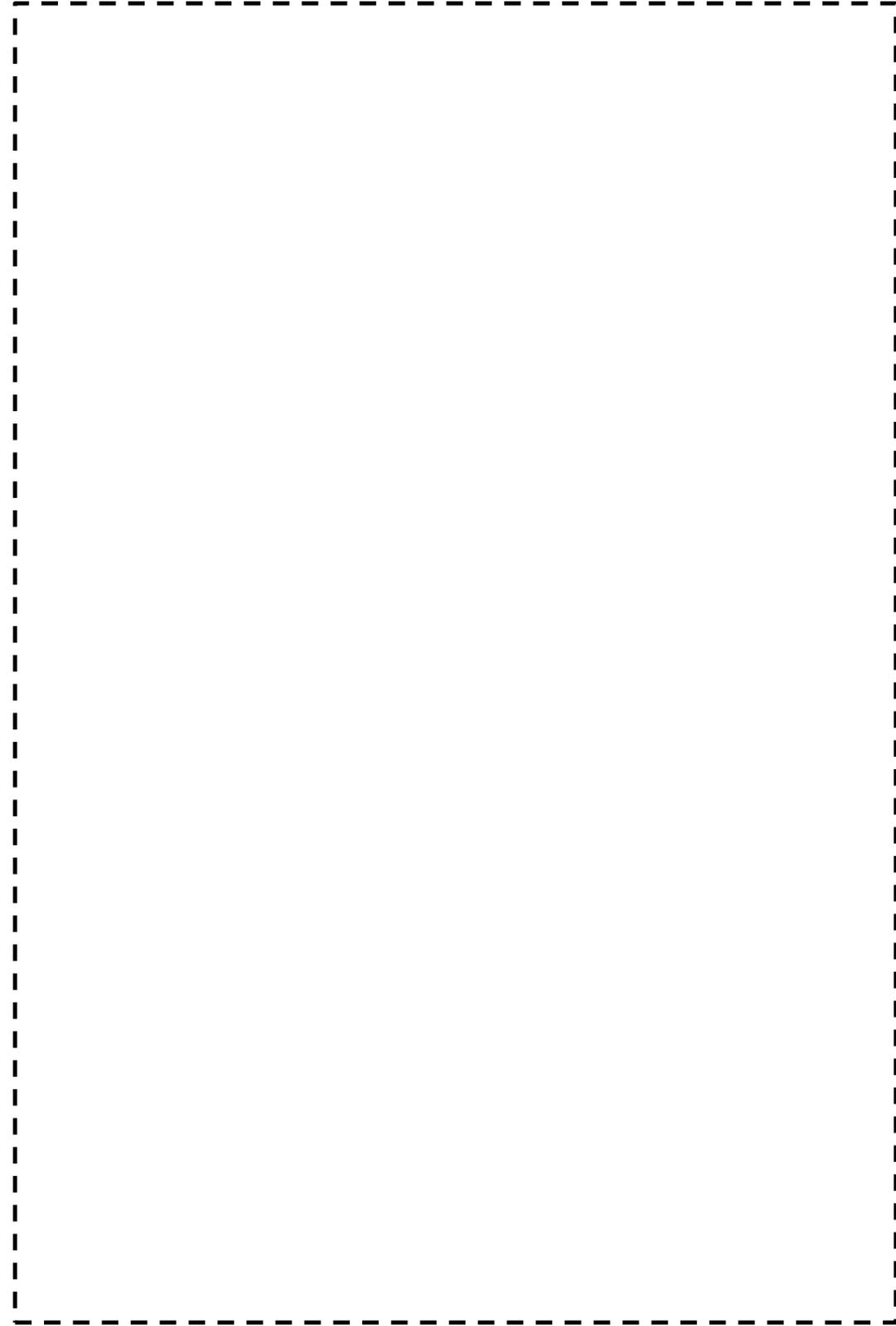
取扱注意



第 4.2 図 (2/2) 核燃料物質取扱設備の配置

変更後

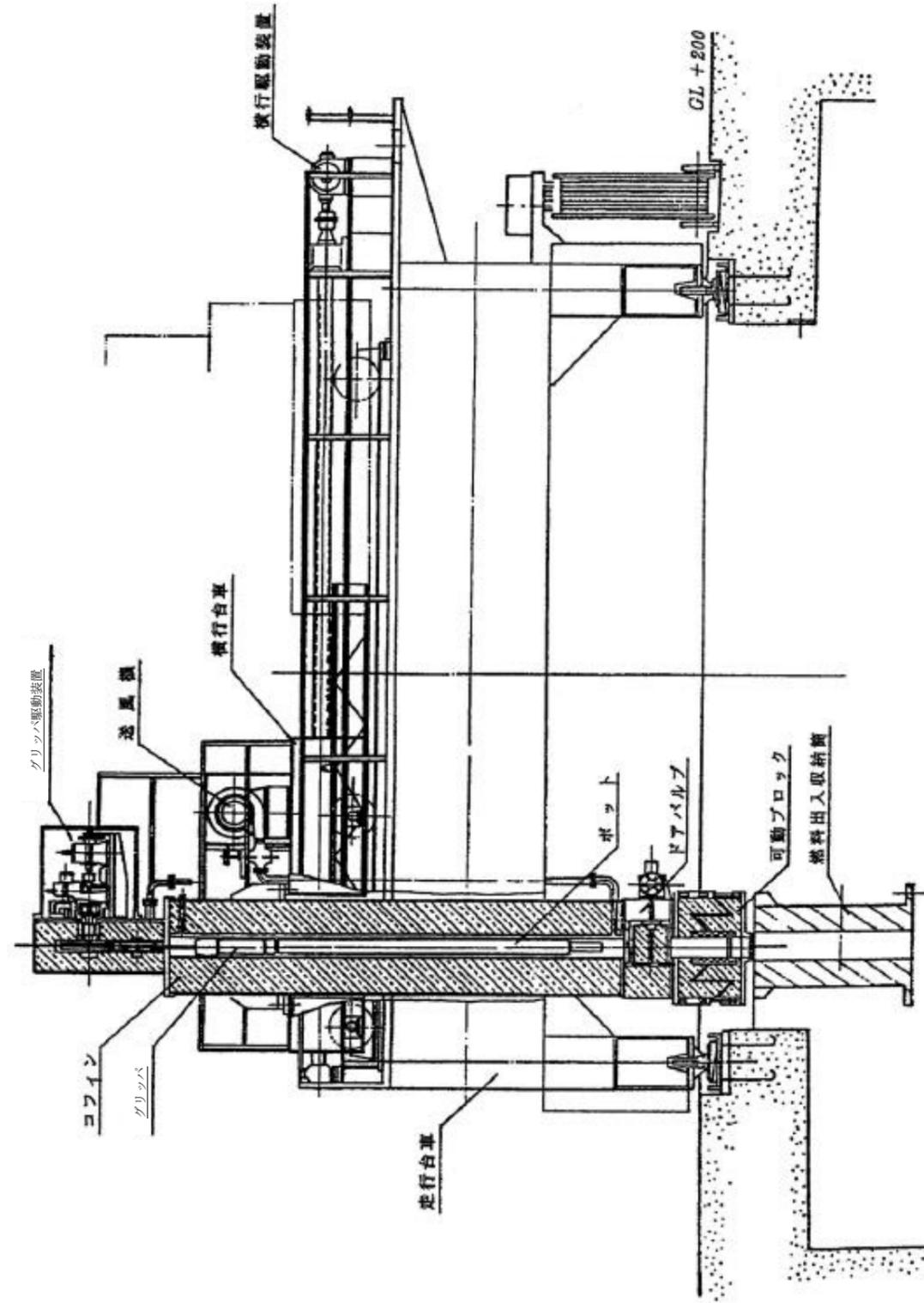
取扱注意



第 4.2 図 (2/2) 核燃料物質取扱設備の配置

変更前 (2021.12.2 付補正)

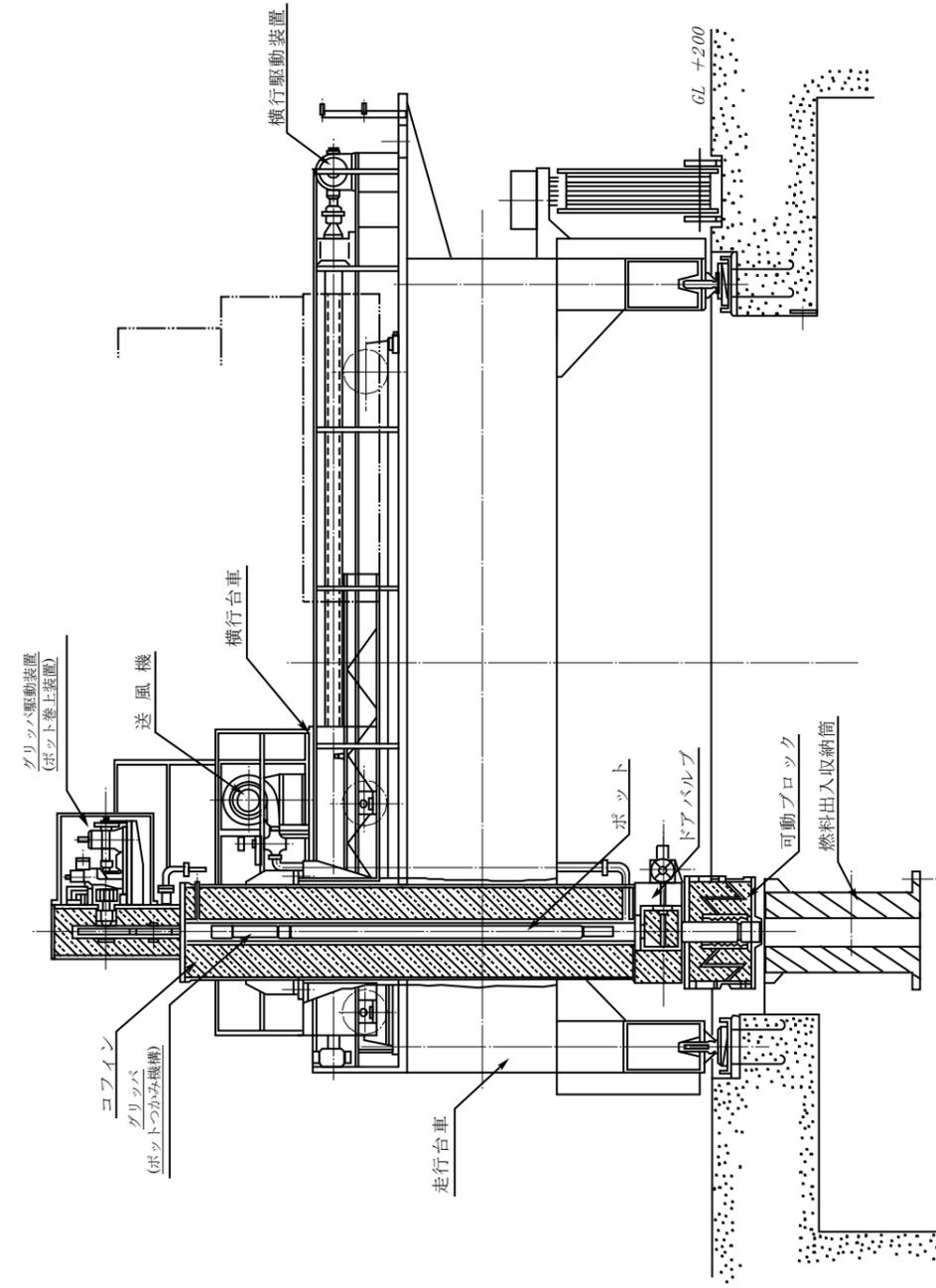
第 4.3 図 省略



第 4.4 図 燃料出入機

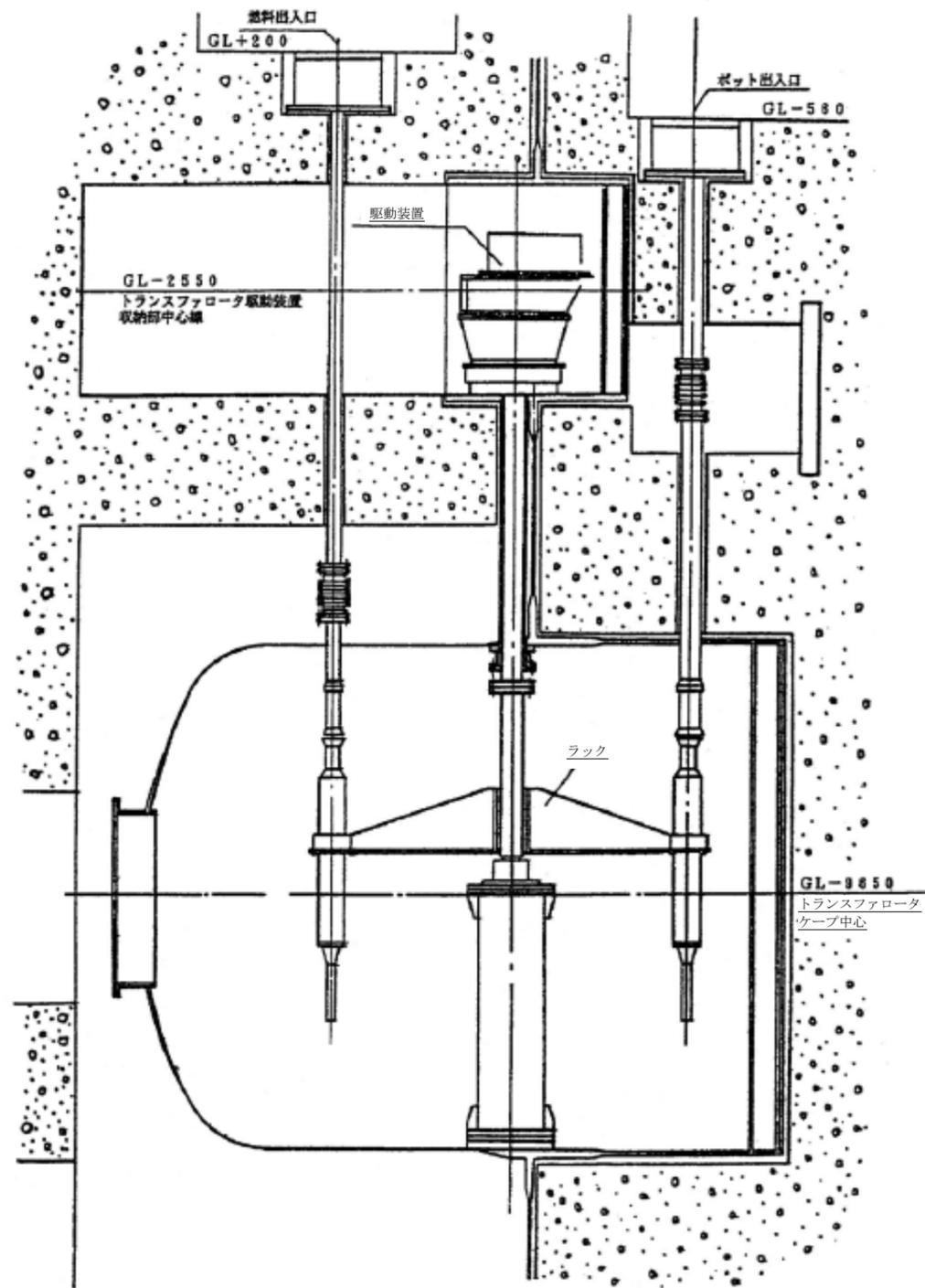
変更後

第 4.3 図 変更なし



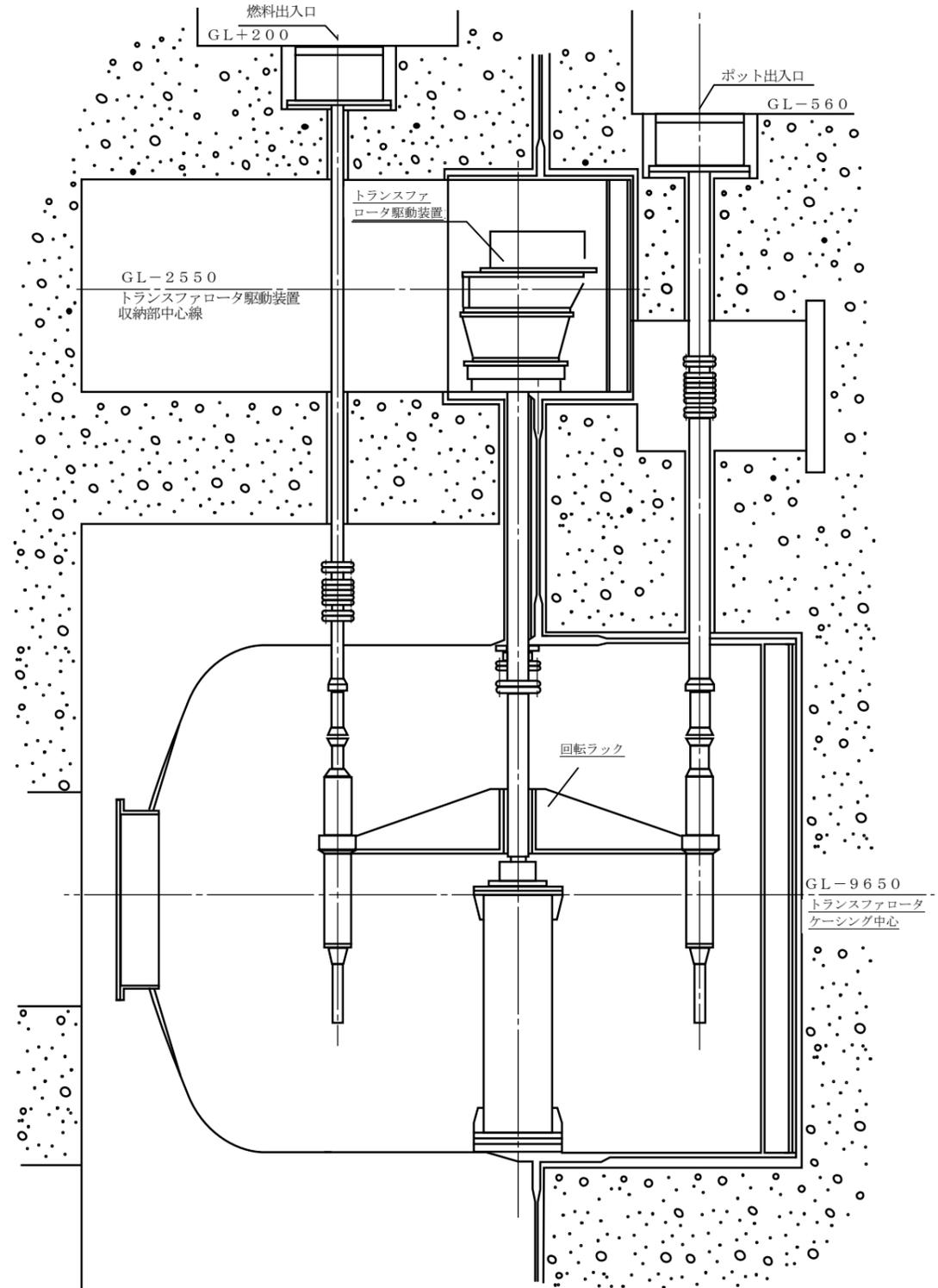
第 4.4 図 燃料出入機

変更前 (2021.12.2 付補正)



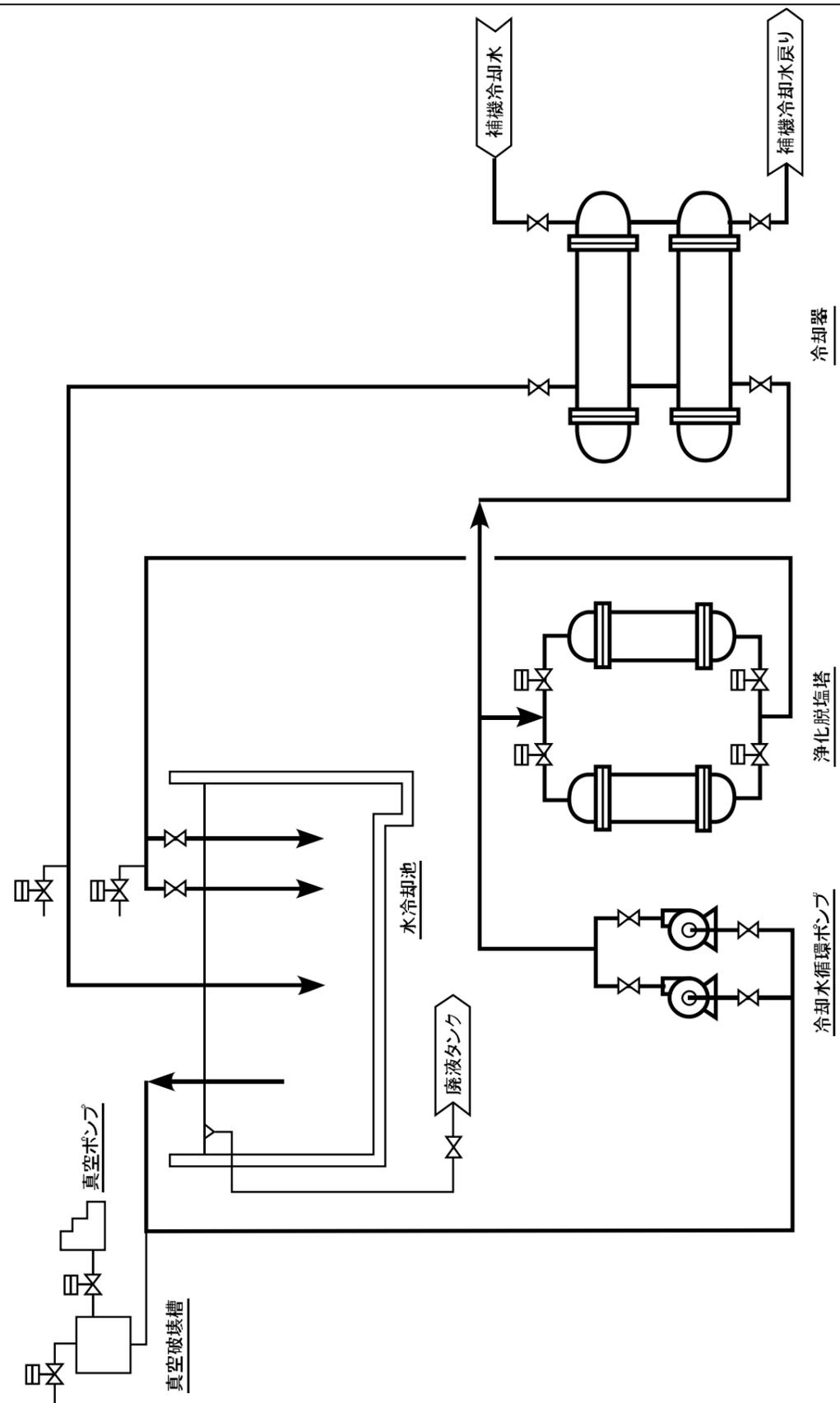
第4.5図 トランスファロータ

変更後



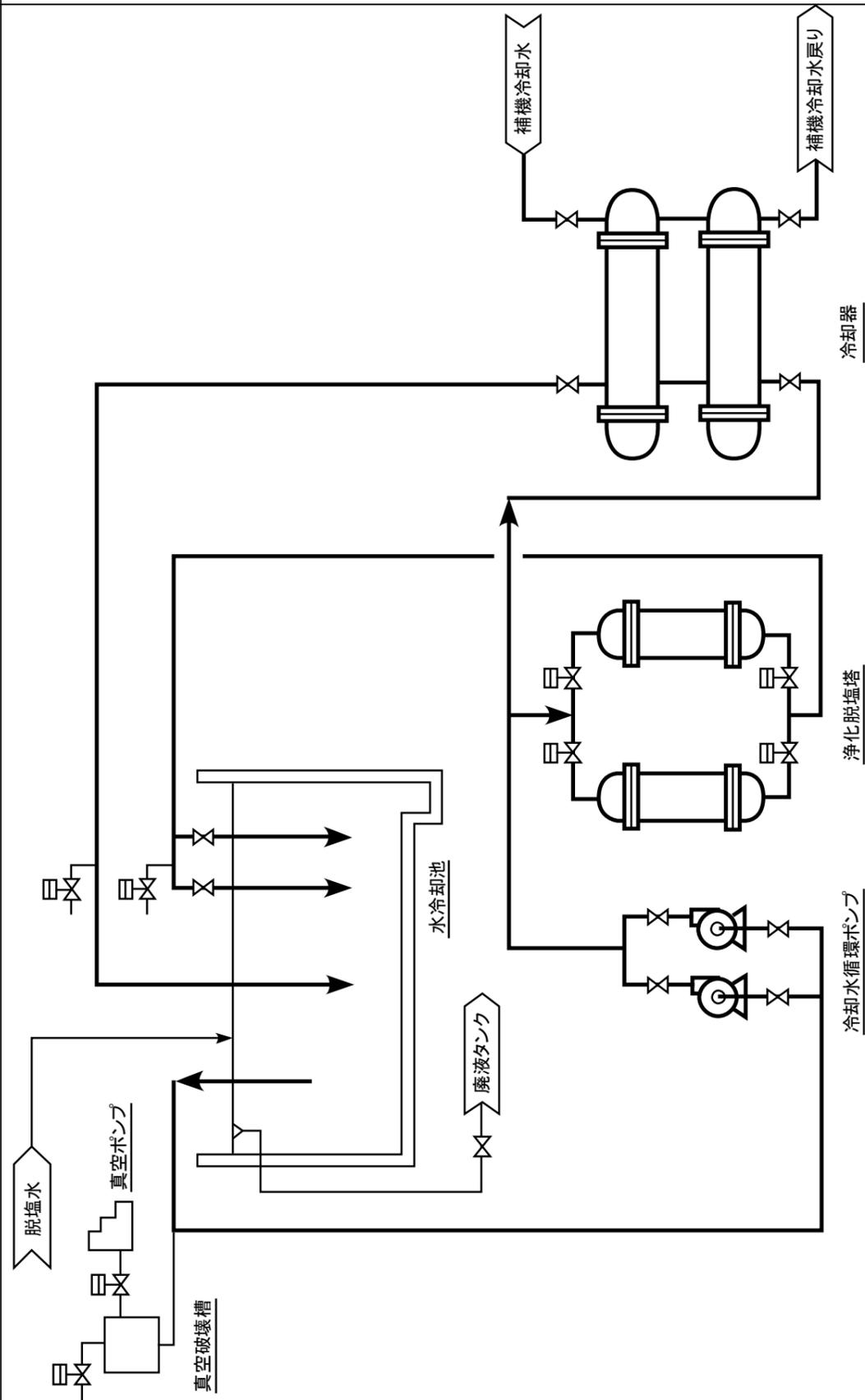
第4.5図 トランスファロータ

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

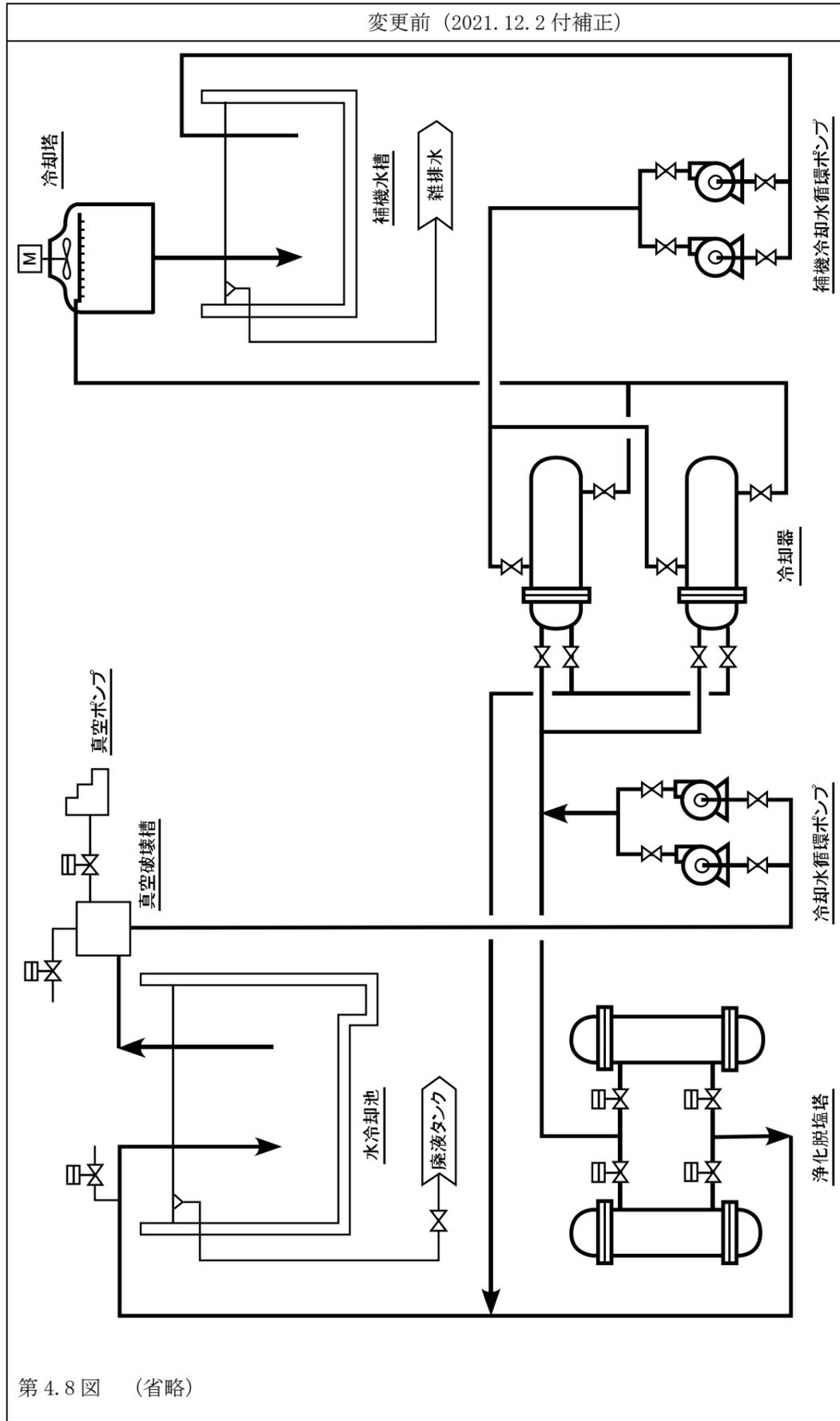


第 4.6 図 原子炉附属建物水冷却浄化設備系統図

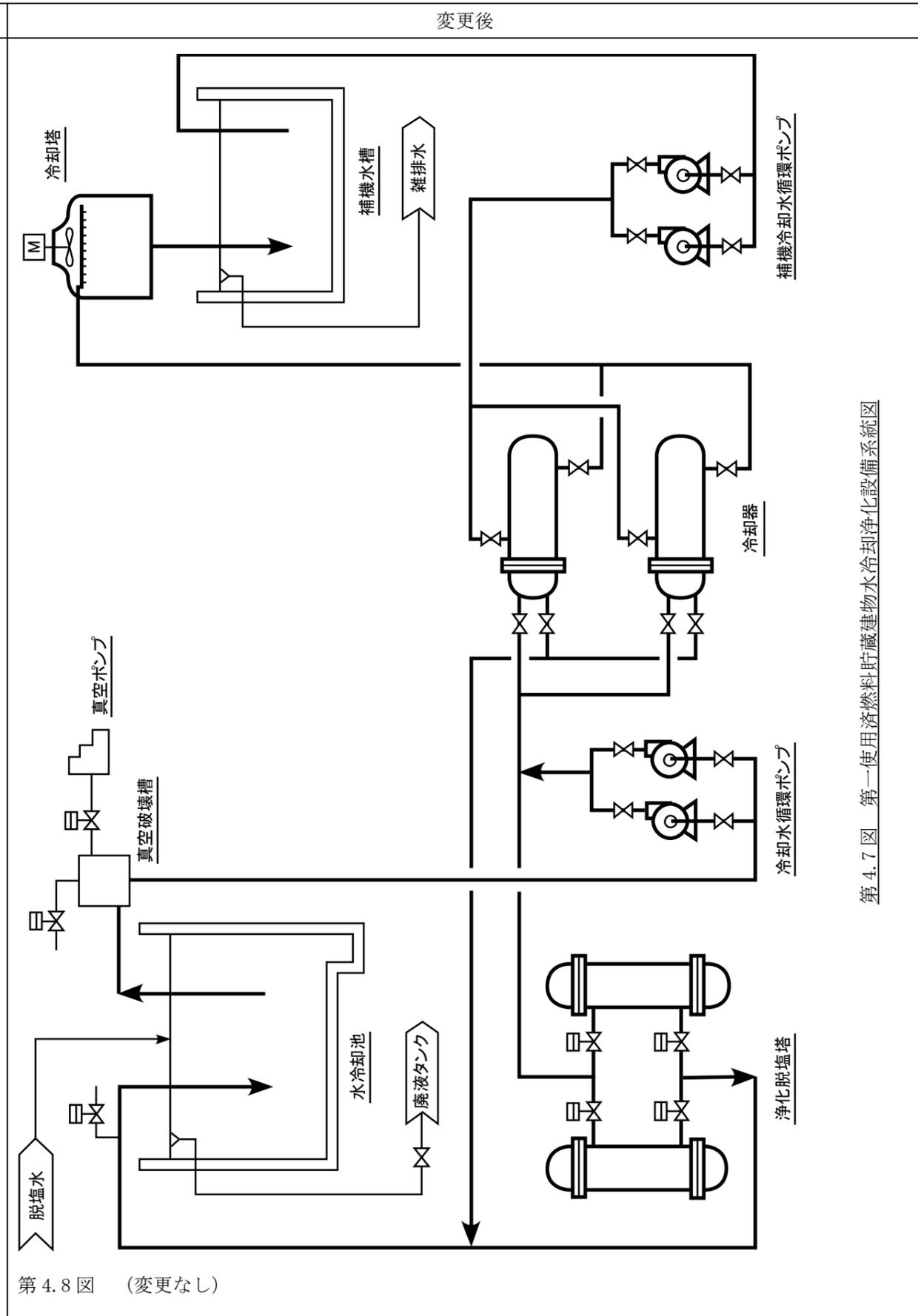
変更後



第 4.6 図 原子炉附属建物水冷却浄化設備系統図



第 4.7 図 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図



第 4.7 図 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類8（5. 原子炉冷却系統施設）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>5. 原子炉冷却系統施設</p> <p>5.1 概要</p> <p>原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する(第5.1.1図参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。なお、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあっては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。</p> <p>原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを検出できるものとする。</p> <p>原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。</p> <p>(1)～(5)<br/>(省略)</p> <p>第5.1.1図 (省略)</p> | <p>5. 原子炉冷却系統施設</p> <p>5.1 概要</p> <p>原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する(第5.1.1図参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</p> <p><u>ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。</u></p> <p>なお、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあっては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。</p> <p>原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する水平部等の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。</p> <p>原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。</p> <p>(1)～(5)<br/>(変更なし)</p> <p>第5.1.1図 (変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>5.2 1次主冷却系</p> <p>5.2.1 概要<br/>(省略)</p> <p>5.2.2 主要設備<br/>5.2.2.1～5.2.2.3<br/>(省略)</p> <p>第5.2.1図～第5.2.2図 (省略)</p> <p>5.3 2次主冷却系<br/>(省略)</p> <p>5.4 非常用冷却設備</p> <p>1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</p> <p>(1)～(2)<br/>(省略)</p> | <p>5.2 1次主冷却系</p> <p>5.2.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>5.2.2 主要設備<br/>5.2.2.1～5.2.2.3<br/>(変更なし)</p> <p><u>5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>1次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1次主冷却系配管において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位-4,000mm）を確保するものとする。</u></p> <p><u>原子炉容器入口配管の高所部は、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に受動的に機能する1次主冷却系サイフォンブレイク配管を設けることで、1次主冷却系において、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合であっても、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。</u></p> <p>第5.2.1図～第5.2.2図 (変更なし)</p> <p>5.3 2次主冷却系<br/>(変更なし)</p> <p>5.4 非常用冷却設備</p> <p>1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</p> <p>(1)～(2)<br/>(変更なし)</p> <p><u>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象又は全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、2次主冷却系の冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>5.5 補助冷却設備</p> <p>原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を設ける（第 5.5.1 図参照）。なお、通常運転時にあつては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。</p> <p>全除熱量 約 2.6MW<br/> ループ（回路）数 1回路（1次補助冷却系）<br/> 1回路（2次補助冷却系）<br/> 流量 約 56t/h（1次補助冷却系）<br/> 約 56t/h（2次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 330℃*（1次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 460℃*（1次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 430℃*（2次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300℃*（2次補助冷却系）<br/> *：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。</p> <p>（1）1次補助冷却系</p> <p>1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあつても、運転できるものとする。<u>ただし、配管の原子炉容器貫通部は、原子炉容器出口ノズルよりも高い位置とし、かつ、サイフォンブレイク弁を設けることで、1次補助冷却系において、冷却材が漏えいした場合にあつても、1次主冷却系による崩壊熱その他の残留熱の除去機能を阻害しないものとする。</u>主な仕様を以下に示す。</p> <p>（i）補助中間熱交換器<br/> 型式 たて置シェルアンドチューブ型<br/> 基数 1基<br/> 容量 約 2.6MW<br/> 使用材料 ステンレス鋼</p> <p>（ii）循環ポンプ<br/> 型式 電磁式<br/> 基数 1基<br/> 容量 約 56t/h</p> | <p><u>要な機能を有する設計とする。</u></p> <p>5.5 補助冷却設備</p> <p>原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を設ける（第 5.5.1 図参照）。なお、通常運転時にあつては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。</p> <p>全除熱量 約 2.6MW<br/> ループ（回路）数 1回路（1次補助冷却系）<br/> 1回路（2次補助冷却系）<br/> 流量 約 56t/h（1次補助冷却系）<br/> 約 56t/h（2次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 330℃*（1次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 460℃*（1次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 430℃*（2次補助冷却系）<br/> 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300℃*（2次補助冷却系）<br/> *：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。</p> <p>（1）1次補助冷却系</p> <p>1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあつても、運転できるものとする。主な仕様を以下に示す。</p> <p>（i）補助中間熱交換器<br/> 型式 たて置シェルアンドチューブ型<br/> 基数 1基<br/> 容量 約 2.6MW<br/> 使用材料 ステンレス鋼</p> <p>（ii）循環ポンプ<br/> 型式 電磁式<br/> 基数 1基<br/> 容量 約 56t/h</p> |

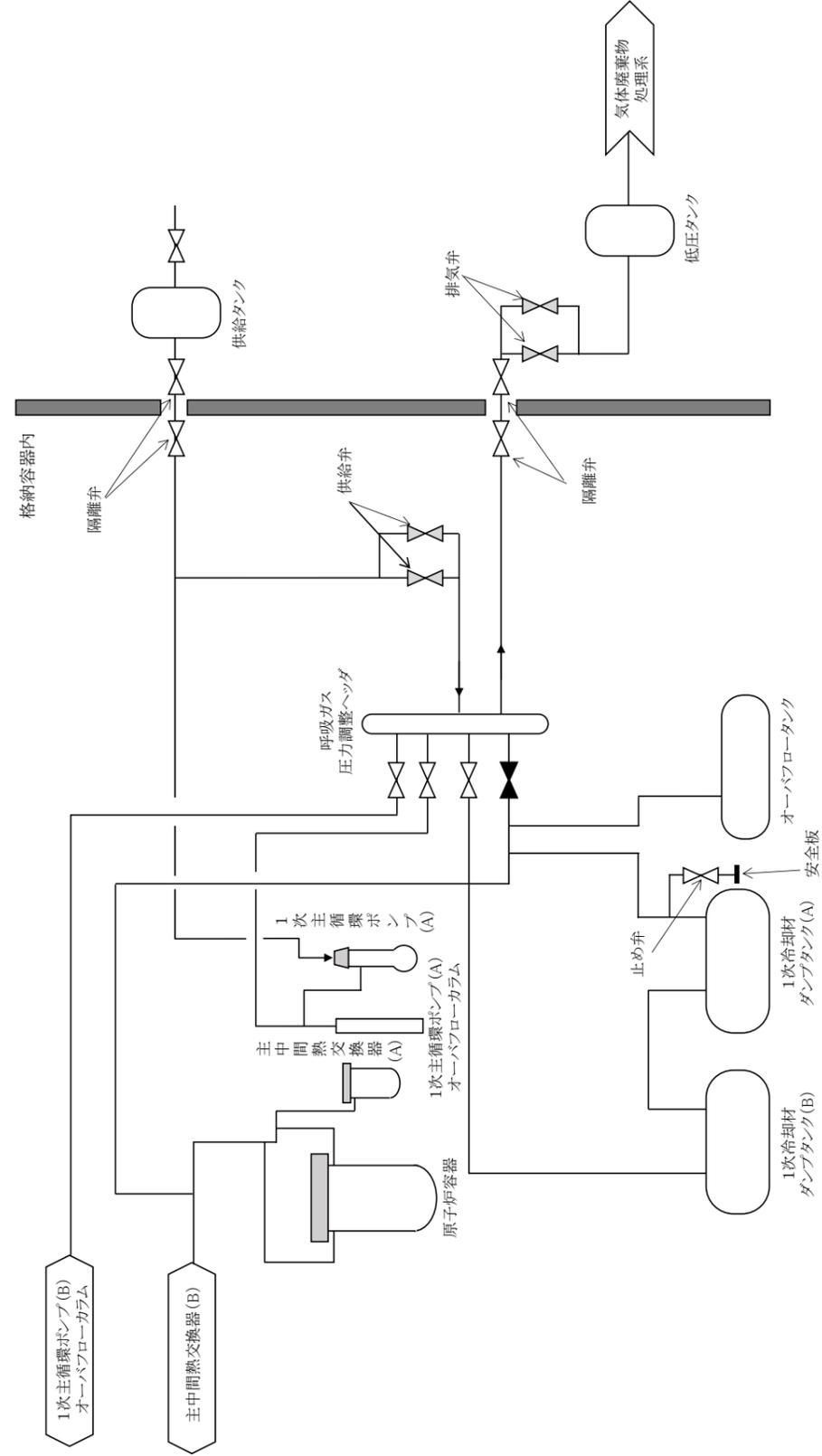
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(iii) 配管<br/>材質 ステンレス鋼<br/>外径寸法 約 110mm (原子炉容器出入口配管)</p> <p>(2) 2次補助冷却系<br/>(省略)</p> <p>第 5. 5. 1 図 (省略)</p> <p>5. 6 冷却材純化設備<br/>(省略)</p> <p>5. 7 ナトリウム充填・ドレン設備<br/>原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける (第 5. 7. 1 図参照)。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填 (汲み上げ) するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填 (汲み上げ) された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充</p> | <p>(iii) 配管<br/>材質 ステンレス鋼<br/>外径寸法 約 110mm (原子炉容器出入口配管)</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/><u>1次補助冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1次補助冷却系において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、炉心の著しい損傷を防止するため、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位 (原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm) を確保するものとする。</u><br/><u>1次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に自動的に作動する1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を設けることで、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあっても、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。</u></p> <p>(2) 2次補助冷却系<br/>(変更なし)</p> <p><u>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/><u>補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、(1) に示す1次補助冷却系により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、(2) に示す2次補助冷却系により、補助中間熱交換器で1次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。</u></p> <p>第 5. 5. 1 図 (変更なし)</p> <p>5. 6 冷却材純化設備<br/>(変更なし)</p> <p>5. 7 ナトリウム充填・ドレン設備<br/>原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける (第 5. 7. 1 図参照)。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填 (汲み上げ) するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填 (汲み上げ) された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンクを有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。</p> <p>第5.7.1図 (省略)</p> <p>5.8 アルゴンガス設備</p> <p>原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びページガスとしても使用される。</p> <p>(1) 1次アルゴンガス系</p> <p>1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク及び真空ポンプ等から構成する。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内に制御する。また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のページガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</p> | <p>填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク2基(約95m<sup>3</sup>/基)、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンク1基(約83m<sup>3</sup>/基)を有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。</p> <p>第5.7.1図 (変更なし)</p> <p>5.8 アルゴンガス設備</p> <p>原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びページガスとしても使用される。</p> <p>(1) 1次アルゴンガス系</p> <p>1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク及び真空ポンプ等から構成する(第5.8.1図参照)。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。<u>これらの構成機器、配管のうち、ナトリウムが到達する可能性がある主な配管及び呼吸ガス圧力調整ヘッド等はステンレス鋼を用い、その他の供給タンク及び低圧タンク等には炭素鋼を用いる。</u>カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、呼吸ガス圧力調整ヘッド等に圧力計を設置して監視し、<u>圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内(約0.2～約1.0kPa[gage])に制御する。</u>また、この<u>圧力計によりカバーガスの圧力を監視するとともに、圧力が低下した際の供給弁の「開」動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。</u>なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のページガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/> <u>多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(2) 2次アルゴンガス系</p> <p>2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッダ及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力が、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</p> <p>原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。</p> | <p><u>機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する安全板を整備する（第5.8.1図参照）。</u></p> <p>(2) 2次アルゴンガス系</p> <p>2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッダ及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力が、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</p> <p>原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 5.8.1 図 1 次アルゴンガス系系統図

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後                     |
|-----------------------|-------------------------|
| 5.9 ナトリウム予熱設備<br>(省略) | 5.9 ナトリウム予熱設備<br>(変更なし) |

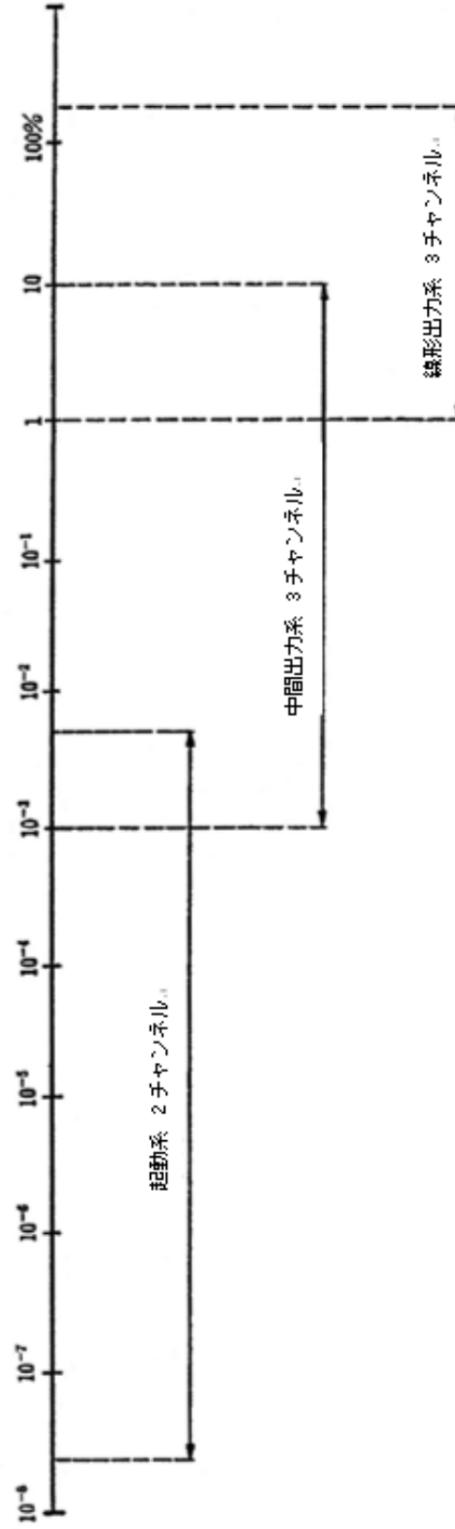
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（6. 計測制御系統施設）】**

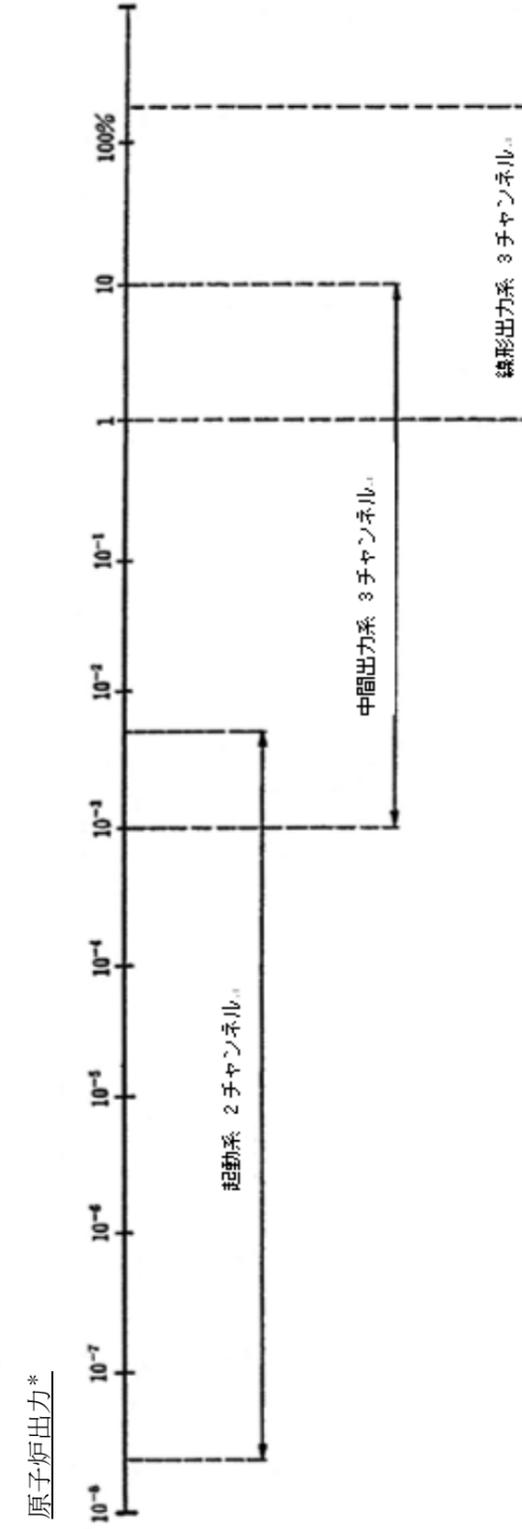
| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設を設ける。計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。</p> <p>6.2 核計装</p> <p>6.2.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。</p> <p>起動系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィットの中に、<u>中間出力系及び線形出力系</u>については、安全容器と生体遮へい体(コンクリート遮へい体)の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系(スクラム)に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。</p> <p>6.2.2 主要設備<br/>(省略)</p> | <p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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を、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し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、<u>炉心の中性子束密度を監視するための核計装(起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統)、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、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測定範囲を有するものとする。</u></p> <p>計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。</p> <p><u>設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するものとする。</u></p> <p><u>ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの値が、通常停止時と同様の範囲に収束又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。</u></p> <p>6.2 核計装</p> <p>6.2.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。</p> <p><u>起動系及び中間出力系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィットの中に、線形出力系については、安全容器と生体遮へい体(コンクリート遮へい体)の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系(スクラム)に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。</u></p> <p>6.2.2 主要設備<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲

変更後



第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲

\* : 100%が熱出力100MWに相応するように校正した値

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>第 6. 2. 2 図～第 6. 2. 4 図 (省略)</p> <p>6. 3 プロセス計装<br/>(省略)</p> <p>6. 4 燃料破損検出系</p> <p>6. 4. 1 概要<br/>(省略)</p> <p>6. 4. 2 主要設備</p> <p>(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備<br/>遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1 次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF<sub>3</sub> 比例計数管等を使用する。</p> <p>(2) カバーガス法燃料破損検出設備<br/>カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。</p> <p>6. 5 安全保護回路</p> <p>6. 5. 1 概要<br/>計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける(第 6. 5. 1 図参照)。安全保護回路は、原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。</p> <p>原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様</p> | <p>第 6. 2. 2 図～第 6. 2. 4 図 (変更なし)</p> <p>6. 3 プロセス計装<br/>(変更なし)</p> <p>6. 4 燃料破損検出系</p> <p>6. 4. 1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>6. 4. 2 主要設備</p> <p>(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備<br/>遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1 次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF<sub>3</sub> 比例計数管等を使用する。<u>遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素 1 本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の 5 倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の 5 倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。</u></p> <p>(2) カバーガス法燃料破損検出設備<br/>カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。<u>カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要素 1 本で破損が生じた場合に、バックグラウンドの値の 10 倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の 10 倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。</u></p> <p>6. 5 安全保護回路</p> <p>6. 5. 1 概要<br/>計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける(第 6. 5. 1 図参照)。安全保護回路は、原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。</p> <p>原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。なお、<u>原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u></p> <p>6.5.2 主要設備<br/>(省略)</p> | <p>状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p> <p>なお、<u>原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。</u></p> <p>6.5.2 主要設備<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 6. 5. 1 表 原子炉保護系作動設定値

| No. | 項目              | 作動設定値         | スクラム | アイソレーション |
|-----|-----------------|---------------|------|----------|
| 1   | 中性子束高 (出力領域) *1 | 高 105%        | ○    |          |
| 2   | 中性子束高 (中間領域)    | 高 フルスケール近く    | ○    |          |
| 3   | 中性子束高 (起動領域)    | 高 フルスケール近く    | ○    |          |
| 4   | 炉周期短 (中間領域)     | +5 秒          | ○    |          |
| 5   | 炉周期短 (起動領域)     | +5 秒          | ○    |          |
| 6   | 原子炉出口冷却材温度高*1*2 | 高 464℃        | ○    |          |
| 7   | 原子炉入口冷却材温度高*2   | 高 365℃        | ○    |          |
| 8   | 1 次冷却材流量低       | 低 80%         | ○    |          |
| 9   | 2 次冷却材流量低       | 低 80%         | ○    |          |
| 10  | 炉内ナトリウム液面低      | 低 -100mm      | ○    |          |
| 11  | 炉内ナトリウム液面高      | 高 +200mm      | ○    |          |
| 12  | 1 次主循環ポンプトリップ   | —             | ○    |          |
| 13  | 2 次主循環ポンプトリップ   | —             | ○    |          |
| 14  | 格納容器内床上線量率高     | 高 1mSv/h      | ○    | ○        |
| 15  | 格納容器内温度高        | 高 60℃         | ○    | ○        |
| 16  | 格納容器内圧力高        | 高 29kPa[gage] | ○    | ○        |
| 17  | 地震              | 水平 150gal     | ○    |          |
| 18  | 電源喪失            | —             | ○    |          |
| 19  | 手動アイソレーション      | —             | ○    | ○        |
| 20  | 手動スクラム          | —             | ○    |          |

\*1: 先行試験においては、中性子束高 (出力領域) の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

\*2: 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

第 6. 5. 1 図 (省略)

6. 6~6. 9  
(省略)

6. 10 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物 2 階に設ける。中央制御室は、

変更後

第 6. 5. 1 表 原子炉保護系作動設定値

| No. | 項目              | 作動設定値                                   | スクラム | アイソレーション |
|-----|-----------------|---|------|----------|
| 1   | 中性子束高 (出力領域) *1 | 高 105%                                  | ○    |          |
| 2   | 中性子束高 (中間領域)    | 高<br>フルスケール (100%) の 95%                | ○    |          |
| 3   | 中性子束高 (起動領域)    | 高<br>フルスケール (10 <sup>6</sup> cps) の 95% | ○    |          |
| 4   | 炉周期短 (中間領域)     | +5 秒                                    | ○    |          |
| 5   | 炉周期短 (起動領域)     | +5 秒                                    | ○    |          |
| 6   | 原子炉出口冷却材温度高*1*2 | 高 464℃                                  | ○    |          |
| 7   | 原子炉入口冷却材温度高*2   | 高 365℃                                  | ○    |          |
| 8   | 1 次冷却材流量低       | 低 80%                                   | ○    |          |
| 9   | 2 次冷却材流量低       | 低 80%                                   | ○    |          |
| 10  | 炉内ナトリウム液面低      | 低 -100mm                                | ○    |          |
| 11  | 炉内ナトリウム液面高      | 高 +200mm                                | ○    |          |
| 12  | 1 次主循環ポンプトリップ   | —                                       | ○    |          |
| 13  | 2 次主循環ポンプトリップ   | —                                       | ○    |          |
| 14  | 格納容器内床上線量率高     | 高 1mSv/h                                | ○    | ○        |
| 15  | 格納容器内温度高        | 高 60℃                                   | ○    | ○        |
| 16  | 格納容器内圧力高        | 高 29kPa[gage]                           | ○    | ○        |
| 17  | 地震              | 水平 150gal                               | ○    |          |
| 18  | 電源喪失            | —                                       | ○    |          |
| 19  | 手動アイソレーション      | —                                       | ○    | ○        |
| 20  | 手動スクラム          | —                                       | ○    |          |

\*1: 先行試験においては、中性子束高 (出力領域) の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

\*2: 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

第 6. 5. 1 図 (変更なし)

6. 6~6. 9  
(変更なし)

6. 10 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物 2 階に設ける。

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに、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ものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。これらの盤（操作スイッチ等を含む。）は、系統及び機器に応じた配置とし、<u>名称等</u>を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。</p> <p>また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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とともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。</p> | <p>中央制御室は、<u>炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び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、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを監視するとともに、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ものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。</u></p> <p>これらの盤（操作スイッチ等を含む。）は、<u>人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。</u></p> <p>警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。</p> <p>なお、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。</p> <p>また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、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、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、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する換気設備の隔離（中央制御室空調の再循環運転の適用）、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造（<u>非常口を設置</u>）とする。</p> <p><u>通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施設保安規定等に定める。</u></p> <p><u>安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。</u></p> <p><u>想定される環境条件と措置を以下に示す。</u></p> <p><u>（1）地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース</u><br/> <u>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</u><br/> <u>中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相応の頑健性を有するように設計する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>6.11 中央制御室外原子炉停止盤</p> <p>原子炉施設には、火災その他の異常な事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停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> | <p>また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維持できるように機の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とするか、ワイヤ等により落下を防止するものとする。</p> <p>(2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース</p> <p>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</p> <p>中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合であっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。</p> <p>なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して、相応の頑健性を有するように設計する。</p> <p>(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース</p> <p>敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。</p> <p>原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</p> <p>ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することにより、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。</p> <p>6.11 中央制御室外原子炉停止盤</p> <p>原子炉施設には、火災その他の異常な事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、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤には、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、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合であっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動するものとする。当該手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、扉付きの盤内に設置し誤操作を防止する。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように計器に名称を表示する。盤には、銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</p> <p>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（7. 放射性廃棄物の廃棄施設）】**

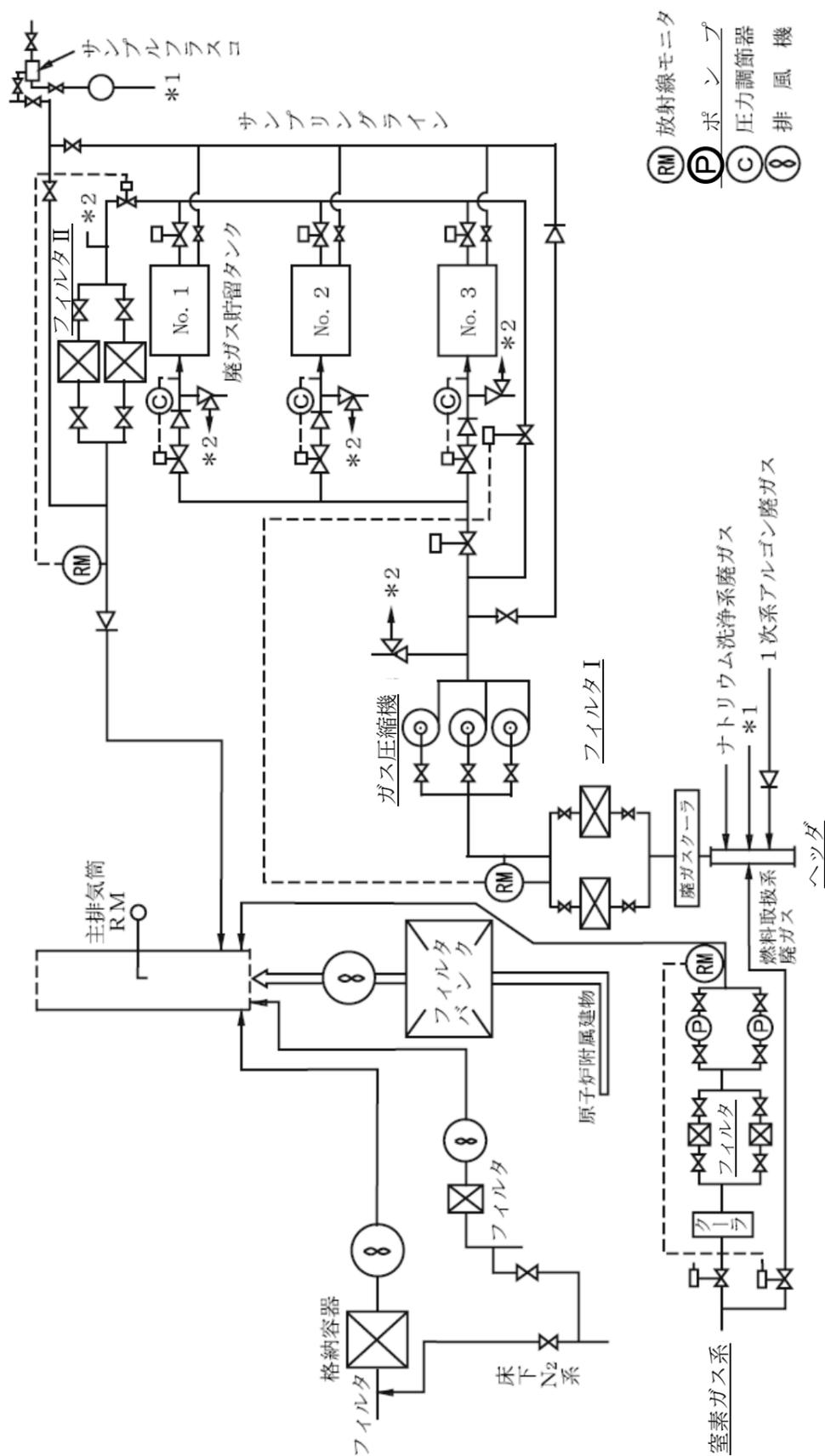
| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p>7.1 概要<br/>(省略)</p> <p>7.2 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>7.2.1 概要<br/>(省略)</p> <p>7.2.2 主要設備</p> <p>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基(予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける(1基当たりの容量<math>20\text{m}^3 \cdot \text{圧力 } 9\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]</math>(約<math>0.88\text{MPa}[\text{gage}]</math>)。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。なお、<u>遮へいコンクリート冷却系</u>等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタで構成)を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> | <p>7. 放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p>7.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>7.2 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>7.2.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>7.2.2 主要設備</p> <p>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基(予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。</p> <p>アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。</p> <p>なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットⅠ(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニットⅡ(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける(1基当たりの容量<math>20\text{m}^3 \cdot \text{圧力 } 9\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]</math>(約<math>0.88\text{MPa}[\text{gage}]</math>)。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。</p> <p>なお、<u>コンクリート遮へい体冷却系</u>等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタで構成)を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。</p> <p>圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>気体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。</p> <p>(1) アルゴン廃ガス系</p> <p>コレクションヘッド</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約<math>0.3\text{ m}^3</math>/基</p> <p>廃ガスクーラ</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>7.3 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.3.1 概要</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける（第7.2 図参照）。液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。</p> | <p>基数 1 基<br/> 廃ガスフィルタユニット I<br/> 基数 2 基（内予備 1 基）<br/> 構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ</p> <p>廃ガスフィルタユニット II<br/> 基数 2 基（内予備 1 基）<br/> 構成 プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ</p> <p>廃ガス圧縮機<br/> 基数 3 基（常用圧縮機 2 基（内予備 1 基）及び非常用圧縮機 1 基）<br/> 型式 無給油型</p> <p>廃ガス貯留タンク<br/> 基数 3 基（内予備 1 基）<br/> 容量 20m<sup>3</sup>/基<br/> 圧力 9kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.88MPa[gage]）</p> <p>(2) 窒素廃ガス系<br/> 廃ガスクーラ<br/> 基数 1 基<br/> 廃ガスフィルタユニット<br/> 基数 2 基（内予備 1 基）<br/> 構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ</p> <p>廃ガス送風機<br/> 基数 2 基（内予備 1 基）<br/> 型式 無給油型</p> <p>(3) 主排気筒<br/> 基数 1 基<br/> 位置 原子炉の炉心中心から北方向約 30m<br/> 高さ 約 80m (T.P. 約 118m)</p> <p>7.3 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.3.1 概要</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。<u>放射性液体廃棄物Aと放射性液体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</u>これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける（第7.2 図参照）。</p> <p>液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南</p> |

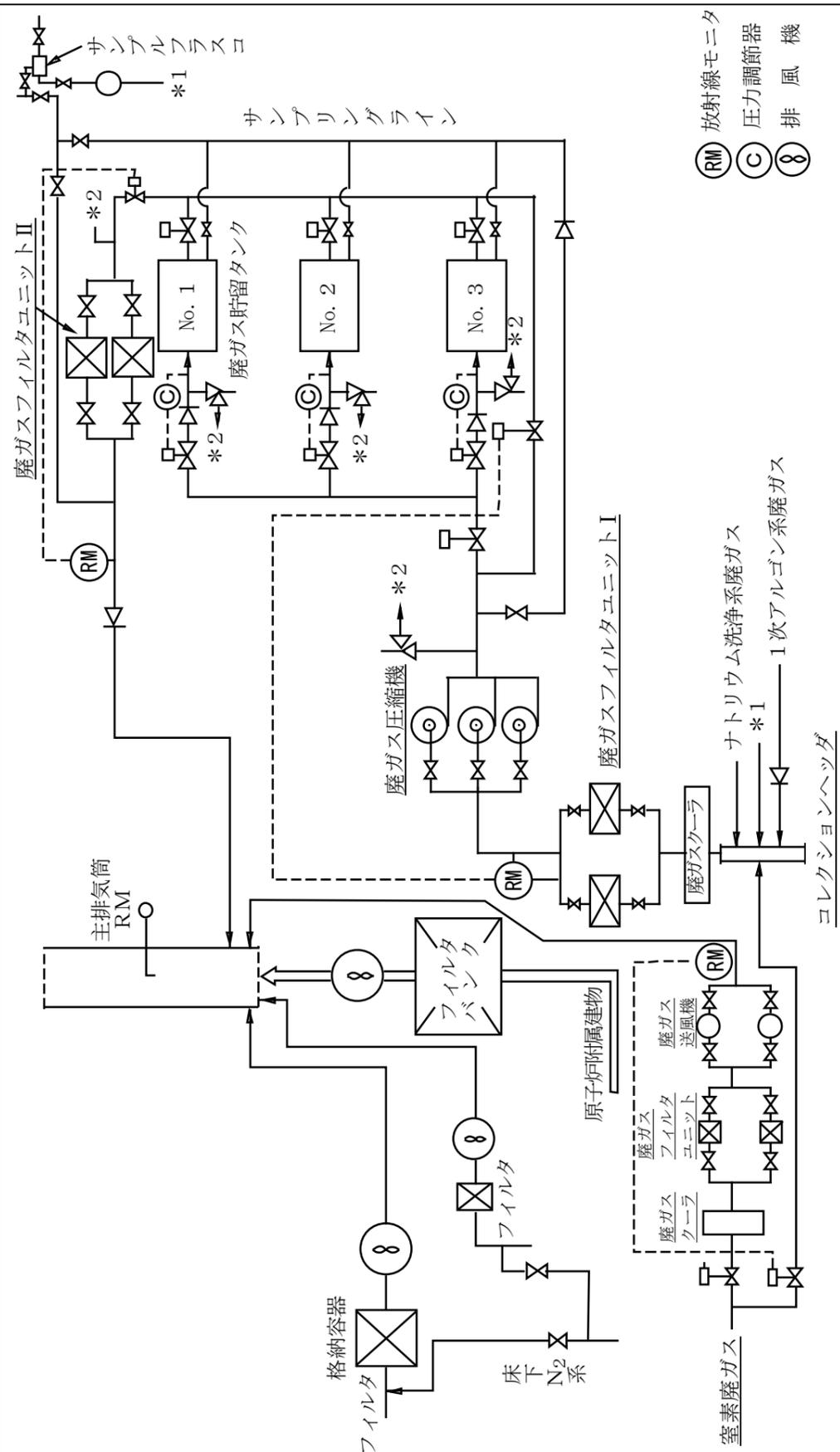
| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(1) ~ (4) (省略)</p> <p>7.3.2 主要設備</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））に貯留する。廃棄物処理建物の廃液タンクは、約5日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを1日で処理するのに十分な能力を有するものとする。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。<u>また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車等の車両を使用する場合がある。</u></p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合、再度、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク）に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。また、各建物の廃液タンク若しくは廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設備のダクトに導入し、当該設備の有するフィルタユニット（プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）を経由し、排気する。液体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。</p> <p>(1) ~ (2) (省略)</p> <p>7.4 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.4.1 概要</p> <p>原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して貯蔵する。これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける（第2.7図及び第7.3図参照）。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。</p> | <p>地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。</p> <p>(1) ~ (4) (変更なし)</p> <p>7.3.2 主要設備</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））に貯留する。</p> <p>廃棄物処理建物の廃液タンクは、約5日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを1日で処理するのに十分な能力を有するものとする。</p> <p>これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。</p> <p>なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。<u>また、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等を使用する場合がある。</u></p> <p>当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。</p> <p>なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合、再度、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク）に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。</p> <p>また、各建物の廃液タンク若しくは廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設備のダクトに導入し、当該設備の有するフィルタユニット（プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）を経由し、排気する。</p> <p>液体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。</p> <p>(1) ~ (2) (変更なし)</p> <p>7.4 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.4.1 概要</p> <p>原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して貯蔵する。<u>放射性固体廃棄物Aと放射性固体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</u>これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける（第2.7図及び第7.3図参照）。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>7.4.2 主要設備</p> <p>固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。貯蔵能力(容量)は以下のとおりである。</p> <p>廃棄物処理建物 固体廃棄物A貯蔵設備 約100m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約500本)<br/>固体廃棄物B貯蔵設備 合計約35m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約175本)</p> <p>原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備 約60m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約300本)</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備 約130m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約650本)</p> <p>メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備 約450m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約2,250本)</p> <p>廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、<u>保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。放射性固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物に対して使用するスチーム洗浄装置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</u></p> <p>7.5 参考文献<br/>(省略)</p> | <p><u>(第7.4図参照)。</u></p> <p>7.4.2 主要設備</p> <p>固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。貯蔵能力(容量)は以下のとおりである。</p> <p>廃棄物処理建物 固体廃棄物A貯蔵設備 約100m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約500本)<br/>固体廃棄物B貯蔵設備 合計約35m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約175本)</p> <p>原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備 約60m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約300本)</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備 約130m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約650本)</p> <p>メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備 約450m<sup>3</sup><br/>(2000ドラム缶換算約2,250本)</p> <p>廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、<u>保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。</u></p> <p><u>固体廃棄物貯蔵設備は、放射性固体廃棄物をドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、汚染拡大防止の措置が必要なものについて、ビニルバック、ビニルシート又はビニル袋等で包装し、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</u></p> <p>なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、<u>メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、除去用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物等に対して使用するスチーム洗浄装置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</u></p> <p>7.5 参考文献<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)



変更後



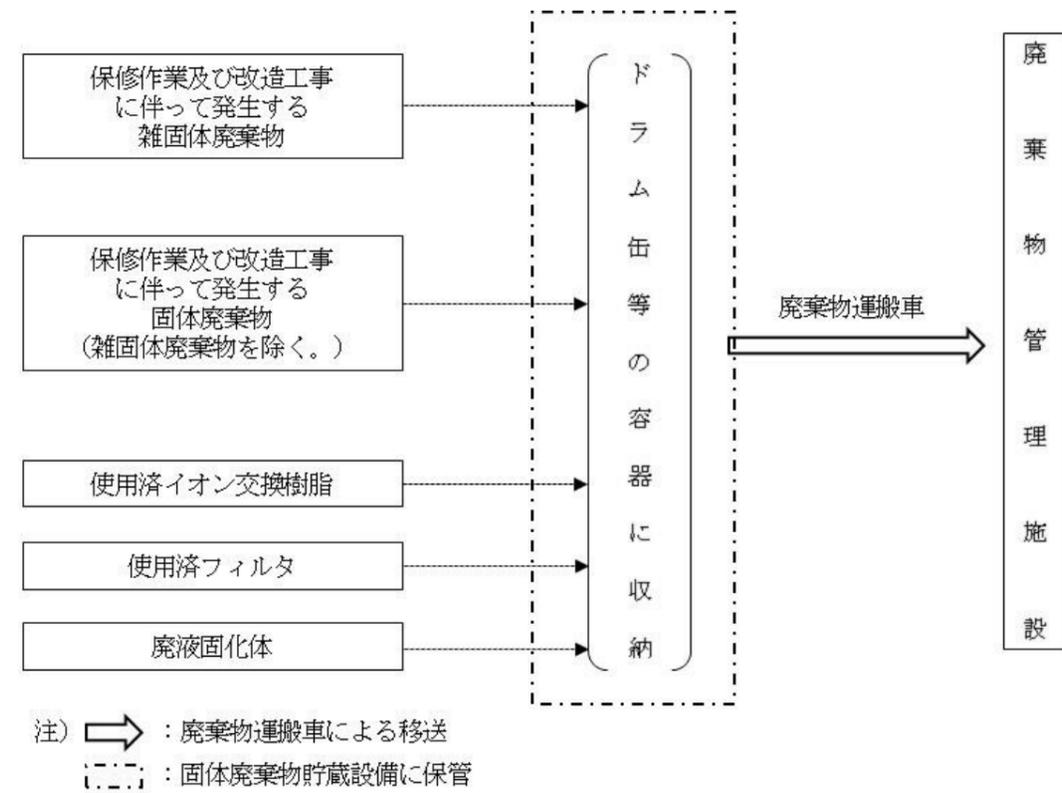
第 7.1 図 気体廃棄物処理系統図

変更前 (2021.12.2 付補正)

第 7.2 図～第 7.3 図 (省略)

変更後

第 7.2 図～第 7.3 図 (変更なし)



第 7.4 図 固体廃棄物処理系統図

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（8. 放射線管理施設）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>8. 放射線管理施設</p> <p>8.1 概要<br/>(省略)</p> <p>8.2 主要設備</p> <p>8.2.1 屋内管理用の主要な設備</p> <p>(1) 放射線監視設備</p> <p>原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。</p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(省略)</p> <p>(2) 放射線管理関係設備</p> <p>放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、<u>十分な台数を確保する。</u></p> <p>8.2.2 屋外管理用の主要な設備</p> <p>原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストを設けるものとし、<u>これらの情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。</u>また、設計基準事故時における迅速な対応のために<u>必要な屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。</u>さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</p> | <p>8. 放射線管理施設</p> <p>8.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>8.2 主要設備</p> <p>8.2.1 屋内管理用の主要な設備</p> <p>(1) 放射線監視設備</p> <p>原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。<u>格納容器にあっては、設計基準事故時等において、格納容器(床上)内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ及び格納容器(床上)内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モニタを有する。</u></p> <p>また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。</p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 放射線管理関係設備</p> <p>放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、<u>アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。</u></p> <p>8.2.2 屋外管理用の主要な設備</p> <p>原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト <u>14 基</u>を設けるものとし、<u>設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト 9 基</u>の情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。</p> <p>主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、こ</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)      | 変更後  |
|--------------------------|--|
| <p>8.2.3 遮蔽<br/>(省略)</p> | <p>れらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。</p> <p>また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポスト 9 基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計とする。</p> <p>さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</p> <p>屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90 分）の給電ができるものとする。</p> <p>なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。</p> <p>また、非常用発電機（可搬型を含む。）は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。</p> <p>非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。</p> <p>非常用発電機（可搬型を含む。）から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。</p> <p>非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。</p> <p>商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。</p> <p>8.2.3 遮蔽<br/>(変更なし)</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（9. 原子炉格納施設）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>9. 原子炉格納施設</p> <p>9.1 概要</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</p> <p>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</p> <p>格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。</p> <p>格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあつては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあつては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を經由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を經由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</p> <p>格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1</p> | <p>9. 原子炉格納施設</p> <p>9.1 概要</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。</p> <p>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</p> <p>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</p> <p>格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。</p> <p>格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあつては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあつては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を經由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を經由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</p> <p>格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器（床下）のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあっては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあっては、ピット蓋が設置される。</p> <p>9.2 主要設備</p> <p>9.2.1 格納容器</p> <p>9.2.1.1 格納容器本体<br/>(省略)</p> <p>9.2.1.2 格納容器貫通部</p> <p>(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部</p> <p>配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとなないものの2種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や2次主冷却系の高温度配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要があるものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。</p> <p>(2) エアロック及び機器搬入口<br/>(省略)</p> <p>(3) 隔離弁</p> <p>格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。<u>さらに、隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合であっても、隔離機能を喪失しないものとする。</u></p> <p>原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において開口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離</p> | <p>階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器（床下）のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあっては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあっては、ピット蓋が設置される。</p> <p>9.2 主要設備</p> <p>9.2.1 格納容器</p> <p>9.2.1.1 格納容器本体<br/>(変更なし)</p> <p>9.2.1.2 格納容器貫通部</p> <p>(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部</p> <p><u>配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼（ASME SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 Grade1 相当品）製のペネトレーションノズルを配置する。</u></p> <p>配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとなないものの2種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や2次主冷却系の高温度配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要があるものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。</p> <p>(2) エアロック及び機器搬入口<br/>(変更なし)</p> <p>(3) 隔離弁</p> <p>格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。<u>隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合であっても、隔離機能を喪失しないものとする。</u></p> <p>原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している配管については、<u>隔離弁を設けないことができる。</u></p> <p>なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。</p> <p>(4) ~ (5)<br/>(省略)</p> <p>9.2.2 外周コンクリート壁 (アニュラス部を含む。)<br/>(省略)</p> <p>9.2.3 アニュラス部排気設備 (非常用換気設備を含む。)<br/>アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する (第9.2 図参照)。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ (アニュラス部常用排気フィルタ) を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系 (アイソレーション) が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に<u>気体状</u>の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に示す。</p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(省略)</p> <p>9.2.4 安全容器<br/>原子炉容器の周囲には、遮へいグラフィットが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラフィットを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体 (原子炉建物の一部) の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。<u>なお、安全容器については、万一、原子炉容器 (ジャケットを含む。) が破損した場合、冷却材を保持し、原子炉容器内の冷却材液面を所定の高さを下回らないようにすることで、燃料の熔融を防止する機能を有する。</u>主な仕様を以下に示す。</p> | <p>弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している<u>2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものであるため、隔離弁を設けない。</u>逆止弁を用いる場合は、<u>原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。</u></p> <p>なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。</p> <p>(4) ~ (5)<br/>(変更なし)</p> <p>9.2.2 外周コンクリート壁 (アニュラス部を含む。)<br/>(変更なし)</p> <p>9.2.3 アニュラス部排気設備 (非常用換気設備を含む。)<br/>アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する (第9.2 図参照)。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ (アニュラス部常用排気フィルタ) を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系 (アイソレーション) が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に<u>粒子状</u>の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に示す。</p> <p>(i) ~ (ii)<br/>(変更なし)</p> <p>9.2.4 安全容器<br/>原子炉容器の周囲には、遮へいグラフィットが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラフィットを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体 (原子炉建物の一部) の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様を以下に示す。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>型式 たて置円筒型<br/> 材料 炭素鋼<br/> 寸法 内径 約 6.4m<br/> 全高 約 9m</p> <p>9.2.5～9.2.6<br/> (省略)</p> <p>9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系<br/> 安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第9.4図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。</p> | <p>型式 たて置円筒型<br/> 材料 炭素鋼<br/> 寸法 内径 約 6.4m<br/> 全高 約 9m</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/> <u>安全容器は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、安全容器内において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、漏えいした冷却材を保持し、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－4,000mm）を確保する設計とする。</u></p> <p><u>また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持できるよう以下の条件で設計する。</u></p> <p><u>設計圧力 内圧 ベローズを含めて上部 0.5kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 49kPa[gage])</u><br/> <u>ベローズより下部 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 98kPa[gage])</u></p> <p><u>設計温度 耐圧部 450℃</u></p> <p>9.2.5～9.2.6<br/> (変更なし)</p> <p>9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系<br/> 安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第9.4図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u><br/> <u>コンクリート遮へい体冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるよう整備する。また、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保され</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)                                    | 変更後  |
|--|--|
| <p>9.2.8 格納容器付帯設備<br/>(省略)</p> <p>第9.1図～第9.4図 (省略)</p> | <p><u>た状態での崩壊熱除去機能喪失事象により、炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。</u></p> <p><u>(i) 窒素ガスブロワ</u><br/> <u>型式 ターボブロワ</u><br/> <u>基数 2台 (内予備1台)</u><br/> <u>容量 約 30,000m<sup>3</sup>/h/台</u></p> <p><u>(ii) ペDESTALブースタブロワ</u><br/> <u>型式 ターボブロワ</u><br/> <u>基数 2台 (内予備1台)</u><br/> <u>容量 約 5,500m<sup>3</sup>/h/台</u></p> <p><u>(iii) 窒素ガス冷却器</u><br/> <u>型式 シェルアンドチューブ型</u><br/> <u>基数 2基</u><br/> <u>冷却水量 約 172ton/h/2基</u><br/> <u>容量 約 1MW/2基</u></p> <p>9.2.8 格納容器付帯設備<br/>(変更なし)</p> <p>第9.1図～第9.4図 (変更なし)</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類8（10. その他試験研究用等原子炉の附属施設）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> <p>10.1 概要</p> <p>原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 非常用電源設備</li> <li>(2) 常用電源</li> <li>(3) 補機冷却設備</li> <li>(4) 空調換気設備</li> <li>(5) ガス供給設備</li> <li>(6) 脱塩水供給設備</li> <li>(7) 圧縮空気供給設備</li> <li>(8) 消火設備</li> </ul> <p>(9) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</p> <p>(10) 実験設備</p> <p>10.2 非常用電源設備</p> <p>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給し、また、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) ディーゼル発電機<br/>(省略)</li> <li>(2) 蓄電池</li> </ul> <p>原子炉施設には、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設ける。交流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。交流無停電電源系の蓄電池については、容量を800Ahとし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に</p> | <p>10. その他試験研究用等原子炉の附属施設</p> <p>10.1 概要</p> <p>原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 非常用電源設備</li> <li>(2) 常用電源</li> <li>(3) 補機冷却設備</li> <li>(4) 空調換気設備</li> <li>(5) ガス供給設備</li> <li>(6) 脱塩水供給設備</li> <li>(7) 圧縮空気供給設備</li> <li>(8) <u>火災防護対策設備</u></li> <li>(9) <u>通信連絡設備</u></li> <li>(10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</li> <li>(11) 実験設備</li> </ul> <p>10.2 非常用電源設備</p> <p>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給し、また、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) ディーゼル発電機<br/>(変更なし)</li> <li>(2) 蓄電池</li> </ul> <p>原子炉施設には、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設ける。交流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。交流無停電電源系の蓄電池については、容量を800Ahとし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の交流無停電電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の交流無停電電源系のうち1系統が停止した場合であっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。直流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。直流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時(外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。)には、蓄電池より電源が供給される。直流無停電電源系の蓄電池については、容量を1,800Ahとし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の直流無停電電源系のうち1系統が停止した場合であっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系の主な負荷を以下に示す。</p> <p>交流無停電電源系<br/> 原子炉保護系(関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。)<br/> 格納容器(隔離弁(制御用電源))<br/> 中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)</p> <p>直流無停電電源系<br/> 1次主冷却系(1次主循環ポンプポニーモータ)<br/> 1次補助冷却系(サイフォンブレイク弁)<br/> 格納容器(隔離弁(駆動用電源))<br/> 中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)<br/> 非常灯</p> <p>10.3~10.5<br/> (省略)</p> <p>10.6 ガス供給設備<br/> (省略)</p> <p>10.6.1 アルゴンガス供給設備<br/> (省略)<br/> アルゴンガスは、タンクローリ等により、液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。<br/> (省略)</p> <p>10.6.2 窒素ガス供給設備<br/> (省略)<br/> アルゴンガスは、タンクローリ等により、液体窒素貯蔵タンクに供給される。<br/> (省略)</p> | <p>対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の交流無停電電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の交流無停電電源系のうち1系統が停止した場合であっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。直流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。直流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時(外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。)には、蓄電池より電源が供給される。直流無停電電源系の蓄電池については、容量を1,800Ahとし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の直流無停電電源系のうち1系統が停止した場合であっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系の主な負荷を以下に示す。</p> <p>交流無停電電源系<br/> 原子炉保護系(関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。)<br/> 格納容器(隔離弁(制御用電源))<br/> 中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)</p> <p>直流無停電電源系<br/> 1次主冷却系(1次主循環ポンプポニーモータ)<br/> 1次補助冷却系(サイフォンブレイク止弁)<br/> 格納容器(隔離弁(駆動用電源))<br/> 中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)<br/> 非常灯</p> <p>10.3~10.5<br/> (変更なし)</p> <p>10.6 ガス供給設備<br/> (変更なし)</p> <p>10.6.1 アルゴンガス供給設備<br/> (変更なし)<br/> アルゴンガスは、タンクローリ<del>二</del>等により、液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。<br/> (変更なし)</p> <p>10.6.2 窒素ガス供給設備<br/> (変更なし)<br/> アルゴンガスは、タンクローリ<del>二</del>等により、液体窒素貯蔵タンクに供給される。<br/> (変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>10.7～10.8<br/>(省略)</p> <p>10.9 消火設備</p> <p>火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の消火設備を設ける。なお、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</p> <p>(1) 可搬式消火器(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を使用)</p> <p>(2) 固定式消火設備</p> <p>(3) 消火用ホース類(ナトリウムを取り扱う区域(管理区域を包絡)を除いた区域(屋外等)で使用)</p> <p>また、火災を早期に感知するための火災感知設備を設ける。火災感知設備は、火災感知器が作動した場合に中央制御室に警報を発し、かつ、火災の発生場所が特定できるものとする。</p> | <p>10.7～10.8<br/>(変更なし)</p> <p>10.9 火災防護対策設備</p> <p>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の火災防護対策設備を設ける。</p> <p>10.9.1 消火設備</p> <p>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の消火設備を設ける。</p> <p>なお、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</p> <p>(1) 可搬式消火器(ナトリウム燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を、一般火災に対しては、ABC消火器又は二酸化炭素消火器を使用)</p> <p>(2) 固定式消火設備(ハロン消火設備)</p> <p>(3) 消火用ホース類(ナトリウムを取り扱う区域(管理区域を包絡)を除いた区域(屋外等)で使用)</p> <p>10.9.2 感知設備</p> <p>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の感知設備(ナトリウム漏えいの検出器及び火災感知設備をいう。)を設ける。これらが作動した場合に中央制御室に警報を発し、かつ、火災の発生場所が特定できるものとする。</p> <p>(1) ナトリウム漏えい検出器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 光学式(主冷却器及び補助冷却器に使用)</li> <li>・ 通電式(主冷却器及び補助冷却器以外に使用)</li> </ul> <p>(2) 火災感知設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アナログ式の煙感知器</li> <li>・ アナログ式の熱感知器</li> <li>・ アナログ式の熱感知カメラ</li> <li>・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器</li> <li>・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器</li> <li>・ 非アナログ式の炎感知器(赤外線方式)</li> </ul> <p>10.10 通信連絡設備</p> <p>敷地内に事象発生の指示や避難指示等必要な指示を行うための通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常用放送設備及び送受話器(ページング)から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内にいる人に対し指示できるものとし、非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中央制御室から指示できるものとする。また、送受話器(ページング)は、中央制御室と関連する現場との間で通信連絡できるものとする。構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時であっても使用できるよう、専用の非常用発電機(第10.10.1表参照)を有する。非常用放送設備及</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

び送受信器(ページング)は、外部電源喪失時であっても使用できるよう、非常用ディーゼル電源系に接続する。

大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話等により、専用であって多様性を確保したものとする。なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話等により通信連絡設備の多様性を確保したものとする。

(1) 一般電話回線

一般電話回線は、通信事業者が提供する公衆交換電話網であり、公衆交換電話網に加入する大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、一般電話回線を使用する固定電話機を配備する。

(2) 災害時優先回線

災害時優先回線は、発信規制や接続規制等の通信制限を受けることなく、通信事業者が提供する公衆交換電話網により、公衆交換電話網に加入する大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、災害時優先回線を使用する携帯電話機及びファクシミリを配備する。

(3) 衛星回線

衛星回線は、通信衛星を用いた電話回線であり、通信事業者が提供する公衆交換電話網が使用できない場合であっても、大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、衛星回線を使用する衛星携帯電話機を配備する。

大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を備え、相互に連絡ができるものとする。

なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バッテリー内蔵型(充電式)とすることで、外部電源喪失時であっても使用できるものとする。

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、通信連絡設備について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 通信連絡設備の必要数及び保管設置に関すること。
- ・ 通信連絡設備の準備及び整備に関すること。

第 10.10.1 表 構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様

| 非常用発電機 |          |
|--------|----------|
| 型 式    | 単相交流発電機  |
| 電 圧    | 100 V    |
| 出 力    | 8 kVA 以上 |
| 基 数    | 1        |
| 燃 料    | 軽油       |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</p> <p>原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。</p> <p>「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。</p> | <p>10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</p> <p>原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。</p> <p>「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材及び資機材の機能に必要な関連設備をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。</p> <p><u>(1) 資機材の設計方針</u></p> <p><u>資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。</u></p> <p><u>(i) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合における環境条件において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</u></p> <p><u>(ii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u></p> <p><u>(iii) 健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</u></p> <p><u>(iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において本来の用途以外の用途として使用する資機材にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u></p> <p><u>(v) 原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</u></p> <p><u>(vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の操作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操作場所を選定すること。</u></p> <p><u>(vii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u></p> <p><u>(viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないものであること。</u></p> <p><u>(ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう設計する。</u></p> <p><u>a. 設計基準事故に対処するための設備に対して、可能な限り多様性及び独立性を考慮する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(1) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</p> | <p>b. <u>格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定して措置を整備する。</u></p> <p>c. <u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、原子炉の停止機能に係る資機材は耐震Sクラスとする。</u></p> <p>d. <u>火災により機能を喪失しないよう火災防護対策を講じる。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じる。</u></p> <p>e. <u>電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮設電源設備から給電する。なお、非常用電源設備の燃料は、4日間以上の連続運転に必要な量を貯留するものとする。</u></p> <p>(x) <u>可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。</u></p> <p>a. <u>常設設備と容易かつ確実に接続することができるものとする。</u></p> <p>b. <u>多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の設置及び操作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を選定すること。</u></p> <p>c. <u>共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう常設設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p>d. <u>多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において運搬し、通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものとする。</u></p> <p>(2) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。<u>安全施設を資機材として使用するものは、各安全施設の設備に記載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものとする。</u></p> <p>a. <u>制御棒及び制御棒駆動系</u><br/> <u>設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。</u></p> <p>b. <u>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</u><br/> <u>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、制御棒及び制御棒駆動系による原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。</u></p> <p>i. <u>後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により把持するものとし、保持電磁石の励磁断により、自動的に重力等により落下し、炉心に挿入される信頼性の高い設計とする。</u></p> <p>ii. <u>後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通常運転時から、後備炉停止制御棒の過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に位置し、挿入が阻害されない設計とする。</u></p> <p>iii. <u>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時の相対変位による衝</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>制御棒連続引抜き阻止インターロック</p> <p>原子炉保護系 (スクラム)</p> <p>原子炉保護系 (アイソレーション)</p> <p>後備炉停止系用論理回路</p> <p>原子炉冷却材バウンダリ</p> <p>原子炉カバーガス等のバウンダリ</p> <p>格納容器バウンダリ</p> <p>非常用冷却設備及び補助冷却設備</p> <p>安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。)</p> | <p>突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系と同時に機能を喪失しない設計とする。</p> <p>ニ. 制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例はなく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。<br/>設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に示す。</p> <p>なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発生は、f.後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。</p> <p>c. 制御棒連続引抜き阻止インターロック<br/>制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」における出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを引抜回路に設けることにより、引抜きを自動的に阻止できるものとする。</p> <p>d. 原子炉保護系 (スクラム) (手動スクラムを含む。)<br/>設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系 (スクラム)」に示す。</p> <p>e. 原子炉保護系 (アイソレーション)<br/>設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系 (アイソレーション)」に示す。</p> <p>f. 後備炉停止系用論理回路<br/>設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系 (スクラム) の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により作動する後備炉停止系用論理回路を設け、自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自動停止できるものとし、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。(第10.11.1図参照)。</p> <p>g. 原子炉冷却材バウンダリ<br/>設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。</p> <p>h. 冷却材バウンダリ<br/>設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。</p> <p>i. 原子炉容器リークジャケット<br/>設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。</p> <p>j. 原子炉カバーガス等のバウンダリ (安全板を含む。)<br/>設備については、「5.8 アルゴンガス設備 (1) 1次アルゴンガス系」に示す。</p> <p>k. 格納容器バウンダリ<br/>設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。</p> <p>l. 1次主冷却系サイフォンブレイク配管<br/>設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。</p> <p>m. 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁<br/>設備については、「5.5 補助冷却設備 (1) 1次補助冷却系」に示す。</p> <p>n. 非常用冷却設備及び補助冷却設備<br/>設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>断熱材及びヒートシンク材</p> <p>関連する核計装</p> <p>関連するプロセス計装</p> <p>仮設電源設備 (燃料油運搬設備を含む。)</p> <p>仮設計器</p> <p>(2) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材<br/> 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。<br/> 可搬式ポンプ及びホース</p> <p>水冷却浄化設備サイフォンブレイカー</p> <p>(3) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定」に係る資機材<br/> 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。</p> | <p>o. 安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。)<br/> 設備については、「9. 2. 4 安全容器及び9. 2. 7 コンクリート遮へい体冷却系」に示す。</p> <p>p. 断熱材及びヒートシンク材<br/> 安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器 (床下) の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材 (アルミナ) を整備する。</p> <p>q. 関連する核計装<br/> 設備については、「6. 2 核計装」に示す。</p> <p>r. 関連するプロセス計装<br/> 設備については、「6. 3 プロセス計装」に示す。</p> <p>s. 遅発中性子法燃料破損検出設備<br/> 設備については、「6. 4 燃料破損検出系 6. 4. 2 主要設備 (1) 遅発中性子法燃料破損検出設備」に示す。</p> <p>t. 仮設電源設備 (燃料油運搬設備を含む。)<br/> 原子炉の監視に必要な容量 (1. 6kVA) を有する 2 組の仮設電源設備を配備する。</p> <p>u. 仮設計器<br/> 温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗測定等のための仮設計器を配備する。</p> <p>(3) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材<br/> 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。<br/> a. 可搬式ポンプ及びホース<br/> 可搬式ポンプは、給水に必要な容量 (最大吐出量 100l/min 以上、揚程 20m 以上) を有する 2 台 (内予備 1 台) を配備する。また、ホースは、給水に必要な容量 (10 本 (20m/本 (内予備 2 本))) を配備する。なお、水源には夏海湖 (過去最低貯水量: 約 193, 000m<sup>3</sup>) を使用する。<br/> b. 水冷却池<br/> 設備については、「4. 2. 2. 2 使用済燃料貯蔵設備 (1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備」に示す。<br/> c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー<br/> 水冷却浄化設備の各配管に、サイフォン現象による水位低下時に、開口部開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するサイフォンブレイク孔を整備する。</p> <p>(4) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材<br/> 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

仮設カバーシート  
仮設放水設備

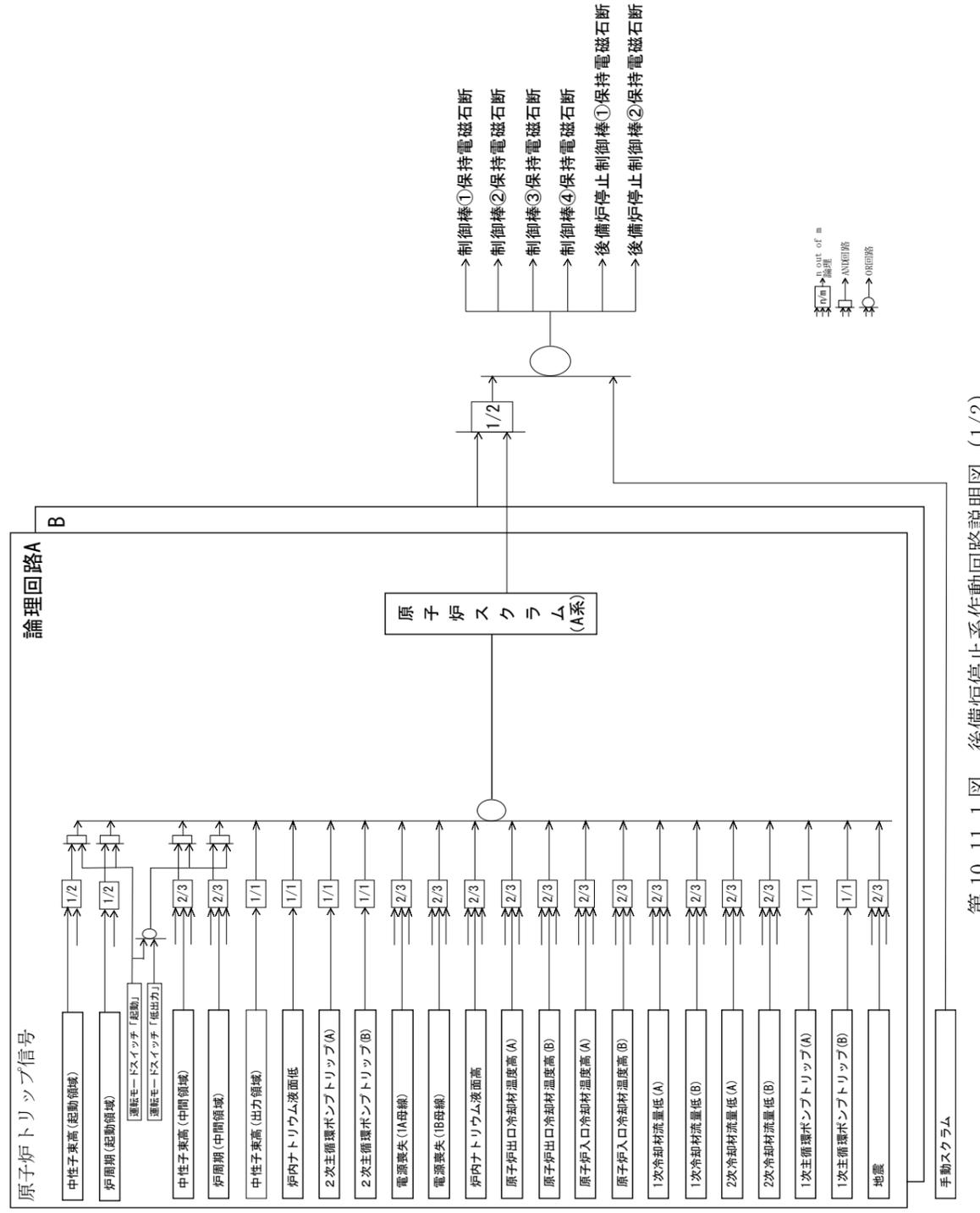
特殊化学消火剤

移動式揚重設備  
資機材運搬車両  
防護機材

| 資機材の名称      | 資機材を使用する対策                          |
|-------------|-------------------------------------|
| 仮設カバーシート    | 事業所外への放射性物質等の放出抑制対策                 |
| 仮設放水設備      | 事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、<br>大規模な火災の消火活動 |
| 泡消火設備       | 大規模な火災の消火活動                         |
| 特殊化学消火剤     | 大規模な火災の消火活動                         |
| 乾燥砂消火剤      | 大規模な火災の消火活動                         |
| 消火剤遠隔散布設備   | 大規模な火災の消火活動                         |
| 仮設不活性ガス送気設備 | 大規模な火災の消火活動、<br>格納容器破損緩和対策          |
| 仮設給電設備      | 炉心損傷緩和対策                            |
| 移動式揚重設備     | 各対策                                 |
| 資機材運搬車両     | 各対策                                 |
| 防護機材        | 各対策                                 |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後



第 10.11.1 図 後備炉停止系作動回路説明図 (1/2)

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

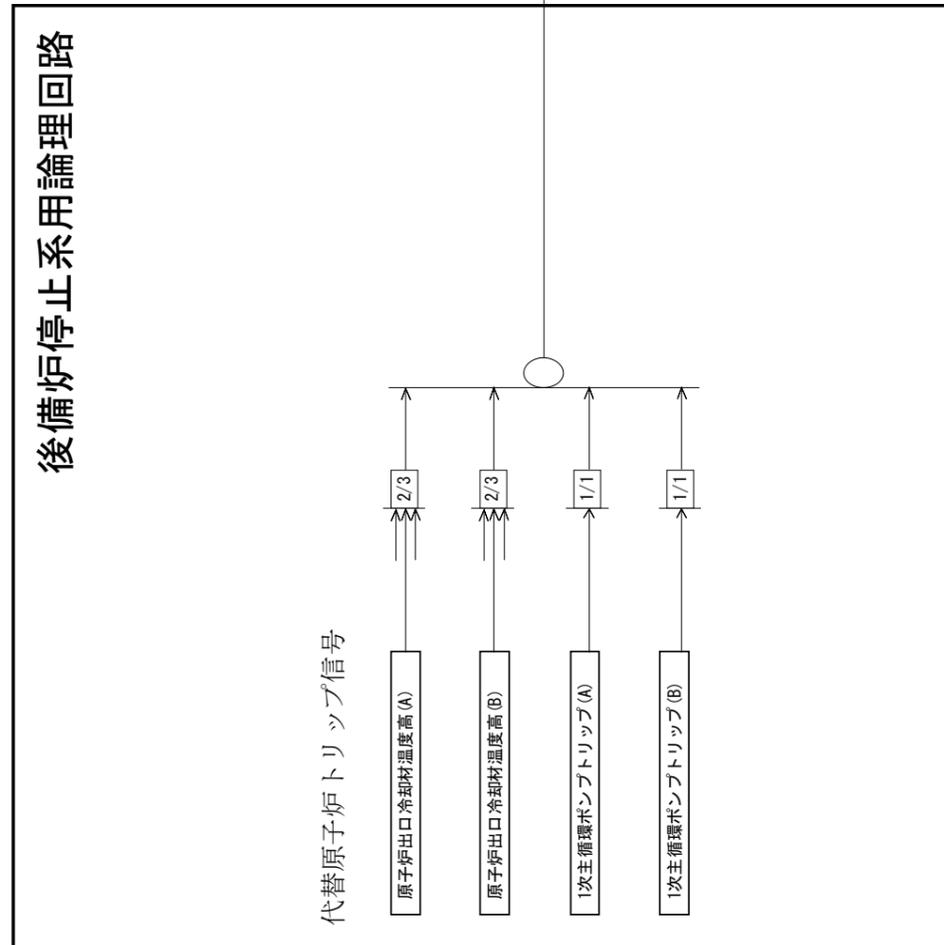
10.11 実験設備  
(省略)

10.11.1 計測線付実験装置  
(省略)

10.11.2 照射用実験装置  
(1) 主要設備

照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備であり、照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン又はトリウムの単体又は混合物の化合物又は金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。

照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラッパ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、照射試料をラッパ管に内包した構造を有する（第10.11.2図参照）。照射試料は、照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封した構造を有する。核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料をSUS316相当ステンレス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と密封型があり、先行試験用γ型コンパートメントの内壁構造容器若しくは基礎試験用γ型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造を有する。照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあつては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とする。主要仕様を第10.11.1表に示す。



第10.11.1.1図 後備炉停止系作動回路説明図 (2/2)

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラップ管を有する他の炉心構成要素と同じである。</p> <p>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。</p> <p>(2)～(4)<br/>(省略)</p> <p>第 10.11.1 表 照射用実験装置の主要仕様</p> <p>第 10.11.1 図 計測線付実験装置（自己作動型炉停止機構開発用）</p> <p>第 10.11.2 図 (1/2) 照射用実験装置（参考用：本体設備 1/2）</p> <p>第 10.11.2 図 (2/2) 照射用実験装置（参考用：本体設備 2/2）</p> | <p>10.12 実験設備<br/>(変更なし)</p> <p>10.12.1 計測線付実験装置<br/>(変更なし)</p> <p>10.12.2 照射用実験装置<br/>(1) 主要設備</p> <p>照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備であり、照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン又はトリウムの単体又は混合物の化合物又は金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。</p> <p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、照射試料をラップ管に内包した構造を有する（第 10.12.2 図参照）。照射試料は、照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封した構造を有する。核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料を SUS 316 相当ステンレス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と密封型があり、先行試験用 γ 型コンパートメントの内壁構造容器若しくは基礎試験用 γ 型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造を有する。照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあっては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とする。主要仕様を第 10.12.1 表に示す。</p> <p>スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラップ管を有する他の炉心構成要素と同じである。</p> <p>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。</p> <p>(2)～(4)<br/>(変更なし)</p> <p>第 10.12.1 表 照射用実験装置の主要仕様</p> <p>第 10.12.1 図 計測線付実験装置（自己作動型炉停止機構開発用）</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | 第 10.12.2 図 (1/2) 照射用実験装置 (参考用: 本体設備 1/2)<br>第 10.12.2 図 (2/2) 照射用実験装置 (参考用: 本体設備 2/2) |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類9（1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)                     | 変更後                                       |
|---|---|
| 1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針<br>(省略) | 1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針<br>(変更なし) |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類9（3. 放射性廃棄物の廃棄）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> <p>3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理</p> <p>3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量</p> <p>(1) 放射性気体廃棄物の発生源</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設備において、<u>廃ガスコレクションヘッダ</u>に集約された後、<u>廃ガスクーラー</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>(2) 放射性気体廃棄物の推定発生量</p> <p>放射性気体廃棄物の発生量の推定にあたっては、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びイウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定するものとする。なお、廃ガスには、アルゴンガスと窒素ガスの放射化により生成された放射性核種が含まれる。このうち、比較的半減期の長いものは、Ar-41及びC-14であるが、その放出量は、上記で仮定する放射性気体廃棄物と比較して無視できる程度である。</p> <p>全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びイウ素の量は以下の式により計算する。</p> $(R_i^1)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_0})$ <p>ここで <math>(R_i^1)_w</math>: 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃</p> | <p>3. 放射性廃棄物の廃棄</p> <p>3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理</p> <p>3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量</p> <p>(1) 放射性気体廃棄物の発生源</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。</p> <p>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設備において、<u>廃ガスコレクションヘッダ</u>に集約された後、<u>廃ガスクーラ</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。</p> <p>アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットⅠ(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニットⅡ(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。</p> <p>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。</p> <p>なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。</p> <p>圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>(2) 放射性気体廃棄物の推定発生量</p> <p>放射性気体廃棄物の発生量の推定にあたっては、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びイウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定するものとする。なお、廃ガスには、アルゴンガス、窒素ガス及び冷却材中不純物の放射化により生成された放射性核種が含まれる。このうち、比較的半減期の長いものは、Ar-41及びC-14であるが、その放出量は、上記で仮定する放射性気体廃棄物と比較して無視できる程度である。</p> <p>全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びイウ素の量は以下の式により計算する。</p> $(R_i^1)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_0})$ <p>ここで <math>(R_i^1)_w</math>: 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)</p> <p><math>F_f</math>: 破損燃料割合 0.01<br/> <math>K</math>: 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)<br/> <math>Y_i</math>: 核種 i の核分裂収率<br/> <math>\lambda_i</math>: 核種 i の崩壊定数 (1/s)<br/> <math>T_o</math>: 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)</p> <p>また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。</p> $(R_i^c)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i$ <p>ここで <math>(R_i^c)_w</math>: 継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)</p> <p>これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、<u>廃ガスクーラー</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が <math>1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約 <math>5.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}</math> である(第3.1.1表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあつては、1次冷却材中に存在するよう素の <math>10^{-3}\%</math> が1次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は90%とした。</p> <p>また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が <math>1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 <math>3.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>3.1 \times 10^7 \text{Bq/y}</math> となる(第3.1.2表参照)。</p> <p>なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用要素において被覆管が開孔した場合に、1次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1次アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 <math>8.3 \times 10^{12} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>1.0 \times 10^7 \text{Bq/y}</math> である(第3.1.3表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された</p> | <p>料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)</p> <p><math>F_f</math>: 破損燃料割合 0.01<br/> <math>K</math>: 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)<br/> <math>Y_i</math>: 核種 i の核分裂収率<br/> <math>\lambda_i</math>: 核種 i の崩壊定数 (1/s)<br/> <math>T_o</math>: 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)</p> <p>また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。</p> $(R_i^c)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i$ <p>ここで <math>(R_i^c)_w</math>: 継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)</p> <p>これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、<u>廃ガスクーラ</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。</p> <p>アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が <math>1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。</p> <p>貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約 <math>5.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}</math> である(第3.1.1表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあつては、1次冷却材中に存在するよう素の <math>10^{-3}\%</math> が1次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は90%とした。</p> <p>また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が <math>1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 <math>3.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>3.1 \times 10^7 \text{Bq/y}</math> となる(第3.1.2表参照)。</p> <p>なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用要素において被覆管が開孔した場合に、1次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1次アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 <math>8.3 \times 10^{12} \text{Bq/y}</math> 及び約 <math>1.0 \times 10^7 \text{Bq/y}</math> である(第3.1.3表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |                                |   |                            |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
|---|---|--------------------------------|---|----------------------------|---------|--------|----------------------|--------------------------------|---|-------------|--------|----------------------|--------------------------------|--|-------------|--------------------|----------------------|-----------------|---|-------------|---------------------------|----------------------|-----------------|---|-------------|--------------|--------------------|--------------------------------|--|------------|----------|---------------------|------|---|-------------|------------------|--------------------|------|---|-------------|-----------------|--------------------|------|---|-------------|-------------------|---|-----------------|---|----------------------------|--------------------------------|--------------------|-----------|--|-------------|------------------|---------------------|-----------|---|-------------|---|-------|-----|------|---------|---------|--------|----------------------|--------------------------------|---|-------------|--------|----------------------|--------------------------------|--|-------------|--------------------|----------------------|-----------------|---|-------------|---------------------------|----------------------|-----------------|---|-------------|--------------|--------------------|--------------------------------|--|------------|----------|---------------------|------|---|-------------|------------------|--------------------|------|---|-------------|-----------------|--------------------|------|---|-------------|-------------------|---|-----------------|---|----------------------------|--------------------------------|--------------------|-----------|--|-------------|------------------|---------------------|-----------|---|-------------|
| <p>状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分に小さく、無視できる程度である。</p> <p>3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理<br/>(省略)</p> <p>第3.1.1表～第3.1.3表 (省略)</p> <p>3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理<br/>(省略)</p>   | <p>状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分に小さく、無視できる程度である。</p> <p>3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理<br/>(変更なし)</p> <p>第3.1.1表～第3.1.3表 (変更なし)</p> <p>3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理<br/>(変更なし)</p> |                                |   |                            |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| <p>第3.2.1表 放射性廃棄物の主な発生源及び推定発生量</p>  | <p>第3.2.1表 放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量</p>  |                                |   |                            |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生源</th> <th>排出量</th> <th>核種</th> <th>放射性物質濃度</th> <th>主要な貯留設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料洗浄廃液</td> <td>131m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>7.4×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.3Bq/cm<sup>3</sup><br/>2.2Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>機器洗浄廃液</td> <td>158m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>3.0Bq/cm<sup>3</sup><br/>7.4Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.1×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料輸送<br/>キャス洗浄廃液</td> <td>110m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料<br/>貯蔵設備水冷却池<br/>ドレン水</td> <td>300m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>グリッパ<br/>洗浄廃液</td> <td>5m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>3.0Bq/cm<sup>3</sup><br/>7.4Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.1×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>アルコール廃液タンク</td> </tr> <tr> <td>ホット実験室廃液</td> <td>72m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>メンテナンス建物<br/>ドレン水</td> <td>6m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建物<br/>ドレン水</td> <td>6m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-2</sup>～<br/>3.7×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集集体<br/>試験施設廃液</td> <td>254m<sup>3</sup>/y<br/>86m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他<br/>同上</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup>～3.7Bq/cm<sup>3</sup><br/>3.7～3.7×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク<br/>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設<br/>No.1セル (αセル)<br/>廃液</td> <td>2m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他</td> <td>3.7×10<sup>1</sup><br/>～3.7×10<sup>2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理<br/>施設廃液</td> <td>30m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup>～3.7Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> </tbody> </table> | 発生源   | 排出量                            | 核種  | 放射性物質濃度                    | 主要な貯留設備 | 燃料洗浄廃液 | 131m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 7.4×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup><br>1.3Bq/cm <sup>3</sup><br>2.2Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 機器洗浄廃液 | 158m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 使用済燃料輸送<br>キャス洗浄廃液 | 110m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | 使用済燃料<br>貯蔵設備水冷却池<br>ドレン水 | 300m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | グリッパ<br>洗浄廃液 | 5m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | アルコール廃液タンク | ホット実験室廃液 | 72m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | メンテナンス建物<br>ドレン水 | 6m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | 廃棄物処理建物<br>ドレン水 | 6m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-2</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 照射燃料集集体<br>試験施設廃液 | 254m <sup>3</sup> /y<br>86m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他<br>同上 | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup><br>3.7～3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク<br>液体廃棄物B受入タンク | 照射材料試験施設<br>No.1セル (αセル)<br>廃液 | 2m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他 | 3.7×10 <sup>1</sup><br>～3.7×10 <sup>2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 固体廃棄物前処理<br>施設廃液 | 30m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他 | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生源*1</th> <th>排出量</th> <th>核種*2</th> <th>放射性物質濃度</th> <th>主要な貯留設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料洗浄廃液</td> <td>131m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>7.4×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.3Bq/cm<sup>3</sup><br/>2.2Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>機器洗浄廃液</td> <td>158m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>3.0Bq/cm<sup>3</sup><br/>7.4Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.1×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料輸送<br/>キャス洗浄廃液</td> <td>110m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料<br/>貯蔵設備水冷却池<br/>ドレン水</td> <td>300m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>グリッパ<br/>洗浄廃液</td> <td>5m<sup>3</sup>/y</td> <td>Sr-90<br/>Cs-137<br/>Na-22 及び CP</td> <td>3.0Bq/cm<sup>3</sup><br/>7.4Bq/cm<sup>3</sup><br/>1.1×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>アルコール廃液タンク</td> </tr> <tr> <td>ホット実験室廃液</td> <td>72m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>メンテナンス建物<br/>ドレン水</td> <td>6m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-3</sup>～<br/>3.7×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建物<br/>ドレン水</td> <td>6m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・他</td> <td>3.7×10<sup>-2</sup>～<br/>3.7×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集集体<br/>試験施設廃液</td> <td>254m<sup>3</sup>/y<br/>86m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他<br/>同上</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup>～3.7Bq/cm<sup>3</sup><br/>3.7～3.7×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク<br/>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設<br/>No.1セル (αセル)<br/>廃液</td> <td>2m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他</td> <td>3.7×10<sup>1</sup><br/>～3.7×10<sup>2</sup>Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理<br/>施設廃液</td> <td>30m<sup>3</sup>/y</td> <td>FP・Pu,U 他</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup>～3.7Bq/cm<sup>3</sup></td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：重水臨界実験装置や洗濯設備の廃液も受け入れる場合がある。</p> <p>*2：廃液等にはトリチウムを含む。</p> | 発生源*1 | 排出量 | 核種*2 | 放射性物質濃度 | 主要な貯留設備 | 燃料洗浄廃液 | 131m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 7.4×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup><br>1.3Bq/cm <sup>3</sup><br>2.2Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 機器洗浄廃液 | 158m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 使用済燃料輸送<br>キャス洗浄廃液 | 110m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | 使用済燃料<br>貯蔵設備水冷却池<br>ドレン水 | 300m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | グリッパ<br>洗浄廃液 | 5m <sup>3</sup> /y | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | アルコール廃液タンク | ホット実験室廃液 | 72m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | メンテナンス建物<br>ドレン水 | 6m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク | 廃棄物処理建物<br>ドレン水 | 6m <sup>3</sup> /y | FP・他 | 3.7×10 <sup>-2</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 照射燃料集集体<br>試験施設廃液 | 254m <sup>3</sup> /y<br>86m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他<br>同上 | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup><br>3.7～3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク<br>液体廃棄物B受入タンク | 照射材料試験施設<br>No.1セル (αセル)<br>廃液 | 2m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他 | 3.7×10 <sup>1</sup><br>～3.7×10 <sup>2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク | 固体廃棄物前処理<br>施設廃液 | 30m <sup>3</sup> /y | FP・Pu,U 他 | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク |
| 発生源   | 排出量   | 核種                             | 放射性物質濃度   | 主要な貯留設備                    |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 燃料洗浄廃液  | 131m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 7.4×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup><br>1.3Bq/cm <sup>3</sup><br>2.2Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 機器洗浄廃液  | 158m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup>  | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 使用済燃料輸送<br>キャス洗浄廃液  | 110m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137                | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 使用済燃料<br>貯蔵設備水冷却池<br>ドレン水   | 300m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137                | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| グリッパ<br>洗浄廃液  | 5m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup>  | アルコール廃液タンク                 |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| ホット実験室廃液  | 72m <sup>3</sup> /y   | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>   | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| メンテナンス建物<br>ドレン水  | 6m <sup>3</sup> /y  | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 廃棄物処理建物<br>ドレン水   | 6m <sup>3</sup> /y  | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-2</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 照射燃料集集体<br>試験施設廃液   | 254m <sup>3</sup> /y<br>86m <sup>3</sup> /y   | FP・Pu,U 他<br>同上                | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup><br>3.7～3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク<br>液体廃棄物B受入タンク |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 照射材料試験施設<br>No.1セル (αセル)<br>廃液  | 2m <sup>3</sup> /y  | FP・Pu,U 他                      | 3.7×10 <sup>1</sup><br>～3.7×10 <sup>2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                            | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 固体廃棄物前処理<br>施設廃液  | 30m <sup>3</sup> /y   | FP・Pu,U 他                      | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup>   | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 発生源*1   | 排出量   | 核種*2                           | 放射性物質濃度   | 主要な貯留設備                    |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 燃料洗浄廃液  | 131m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 7.4×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup><br>1.3Bq/cm <sup>3</sup><br>2.2Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 機器洗浄廃液  | 158m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup>  | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 使用済燃料輸送<br>キャス洗浄廃液  | 110m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137                | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 使用済燃料<br>貯蔵設備水冷却池<br>ドレン水   | 300m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137                | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| グリッパ<br>洗浄廃液  | 5m <sup>3</sup> /y  | Sr-90<br>Cs-137<br>Na-22 及び CP | 3.0Bq/cm <sup>3</sup><br>7.4Bq/cm <sup>3</sup><br>1.1×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup>  | アルコール廃液タンク                 |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| ホット実験室廃液  | 72m <sup>3</sup> /y   | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>   | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| メンテナンス建物<br>ドレン水  | 6m <sup>3</sup> /y  | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-3</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 廃棄物処理建物<br>ドレン水   | 6m <sup>3</sup> /y  | FP・他                           | 3.7×10 <sup>-2</sup> ～<br>3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                         | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 照射燃料集集体<br>試験施設廃液   | 254m <sup>3</sup> /y<br>86m <sup>3</sup> /y   | FP・Pu,U 他<br>同上                | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup><br>3.7～3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> | 液体廃棄物A受入タンク<br>液体廃棄物B受入タンク |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 照射材料試験施設<br>No.1セル (αセル)<br>廃液  | 2m <sup>3</sup> /y  | FP・Pu,U 他                      | 3.7×10 <sup>1</sup><br>～3.7×10 <sup>2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>                            | 液体廃棄物B受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| 固体廃棄物前処理<br>施設廃液  | 30m <sup>3</sup> /y   | FP・Pu,U 他                      | 3.7×10 <sup>-1</sup> ～3.7Bq/cm <sup>3</sup>   | 液体廃棄物A受入タンク                |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |
| <p>3.3 放射性固体廃棄物処理</p> <p>3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量<br/>(省略)</p> <p>3.3.2 放射性固体廃棄物の管理<br/>放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第</p>   | <p>3.3 放射性固体廃棄物処理</p> <p>3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量<br/>(変更なし)</p> <p>3.3.2 放射性固体廃棄物の管理<br/>放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第</p>                                     |                                |   |                            |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |   |       |     |      |         |         |        |                      |                                |   |             |        |                      |                                |  |             |                    |                      |                 |   |             |                           |                      |                 |   |             |              |                    |                                |  |            |          |                     |      |   |             |                  |                    |      |   |             |                 |                    |      |   |             |                   |   |                 |   |                            |                                |                    |           |  |             |                  |                     |           |   |             |

変更前 (2021.12.2 付補正)

二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。

固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。

第3.3.1表 放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

| 発生源        | 排出量                            | 種類                                      | 貯蔵形式                         | 区分     |
|------------|--------------------------------|---|------------------------------|--------|
| 使用済燃料貯蔵設備他 | 6m <sup>3</sup> /y             | 使用済イオン交換樹脂                              | ステンレス鋼製容器                    | 固体廃棄物A |
| 原子炉附属建物他   | 100m <sup>3</sup> /y           | 使用済フィルタ                                 | 金属製容器<br>又は金属製保管庫            | 固体廃棄物A |
| 原子炉附属建物他   | 20m <sup>3</sup> /y            | 保守作業及び改造工事に伴って発生する雑固体廃棄物                | カートンボックス、<br>ペール缶<br>又はドラム缶等 | 固体廃棄物A |
| 廃棄物処理建物    | 0.04～<br>0.06m <sup>3</sup> /y | 廃液固化体                                   | 金属製容器                        | 固体廃棄物B |
| 原子炉附属建物他   | —                              | 保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物<br>(雑固体廃棄物を除く。) | 金属製容器等                       | 固体廃棄物B |

変更後

二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。

固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。

廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。

固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、除去用の治具類（スクレーパー、ヘラ等）を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。

第3.3.1表 放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

| 発生源        | 排出量                            | 種類                                      | 貯蔵形式   | 区分     |
|------------|--------------------------------|---|--|--------|
| 使用済燃料貯蔵設備他 | 6m <sup>3</sup> /y             | 使用済イオン交換樹脂                              | ステンレス鋼製容器  | 固体廃棄物A |
| 原子炉附属建物他   | 100m <sup>3</sup> /y           | 使用済フィルタ                                 | 金属製容器<br>又は金属製保管庫  | 固体廃棄物A |
| 原子炉附属建物他   | 20m <sup>3</sup> /y            | 保守作業及び改造工事に伴って発生する雑固体廃棄物                | カートンボックス <sup>*1</sup> 、<br>ペール缶、ドラム缶、<br><u>金属製容器又は金属製保管庫</u> | 固体廃棄物A |
| 廃棄物処理建物    | 0.04～<br>0.06m <sup>3</sup> /y | 廃液固化体                                   | 金属製容器  | 固体廃棄物B |
| 原子炉附属建物他   | — <sup>*2</sup>                | 保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物<br>(雑固体廃棄物を除く。) | 金属製容器等 <sup>*3</sup>   | 固体廃棄物B |

\*1：可燃性のものについては、金属製容器又は金属製保管庫に保管する。

\*2：保守作業及び改造工事の内容に応じた排出量であり、固体廃棄物貯蔵設備の能力を超えないように計画的に排出する。

\*3：容器に収納することが困難な大型の機械等については、放射性廃棄物の漏えい及び放射性廃棄物による汚染の拡大を防止する措置を講じて保管する場合がある。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類9（5. 放射線モニタリング）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>5. 放射線モニタリング</p> <p>5.1 概要<br/>(省略)</p> <p>5.2 主要設備</p> <p>5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(1) 放射線監視設備<br/>(i) ~ (ii)<br/>(省略)</p> <p>(2) 放射線管理関係設備</p> <p>放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、<u>十分な台数を確保する。</u></p> <p>5.2.2 屋外管理用の主要な設備の種類</p> <p>原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストを設けるものとし、<u>これらの情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な屋外管理用モニタリングポストについては、無停電電源装置等より必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</u></p> | <p>5. 放射線モニタリング</p> <p>5.1 概要<br/>(変更なし)</p> <p>5.2 主要設備</p> <p>5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(1) 放射線監視設備<br/>(i) ~ (ii)<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 放射線管理関係設備</p> <p>放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、<u>アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。</u></p> <p>5.2.2 屋外管理用の主要な設備の種類</p> <p>原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト 14 基を設けるものとし、<u>設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト 9 基の情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。</u></p> <p><u>主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。</u></p> <p>また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポスト 9 基の伝送系については、<u>それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計とする。</u></p> <p>さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</p> <p><u>屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機(可搬型を含む。)及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型を含む。)か</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>5.2.3 遮蔽<br/>(省略)</p> <p>5.3 線量率等の測定</p> <p>原子炉施設の管理区域にあつては、固定モニタ又は<u>携帯モニタ</u>等により、定期的に、外部放射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。周辺監視区域及びその周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、外部放射線に係る線量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p>さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運用する。液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液体廃棄物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。なお、廃棄物管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p>5.4 放射線管理設備等の管理<br/>(省略)</p> | <p><u>ら電力が供給されるまでの一定時間 (90 分) の給電ができるものとする。</u></p> <p><u>なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。</u></p> <p><u>また、非常用発電機 (可搬型を含む。) は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。</u></p> <p><u>非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。</u></p> <p><u>非常用発電機 (可搬型を含む。) から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。</u></p> <p><u>非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。</u></p> <p><u>商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。</u></p> <p>5.2.3 遮蔽<br/>(変更なし)</p> <p>5.3 線量率等の測定</p> <p>原子炉施設の管理区域にあつては、固定モニタ又は<u>サーベイメータ</u>等により、定期的に、外部放射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。</p> <p>周辺監視区域及びその周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、外部放射線に係る線量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。</p> <p>なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p>さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運用する。</p> <p>液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液体廃棄物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。</p> <p>なお、廃棄物管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</p> <p>5.4 放射線管理設備等の管理<br/>(変更なし)</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類9（追補）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後   |
|---------------------|---|
| (なし)                | (追加)<br><u>V. 敷地境界における通常運転時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率の評価</u><br><u>(MK-IV炉心)</u><br><u>(省略)</u> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類 10（1. 安全評価に関する基本方針）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 概要</p> <p>原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように<u>設計する</u>。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>(1)</sup>、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(2)</sup>、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(3)</sup>等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心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回路及び原子炉停止系統等の主として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。また、設計基準事故にあつては、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。</p> <p>また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。</p> <p>1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>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</p> | <p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 概要</p> <p>原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、<u>また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものとして、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</u></p> <p>なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であつて、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>(1)</sup>、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(2)</sup>、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(3)</sup>等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心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回路及び原子炉停止系統等の主として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。また、設計基準事故にあつては、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。</p> <p><u>想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。</u></p> <p>また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。</p> <p>1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>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。<u>「設置許可基準</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>断する基準は以下のとおりとする。</p> <p>(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。<br/> (ii) 冷却材は沸騰しないこと。<br/> (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。</p> <p>(2) 設計基準事故</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の熔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とする。なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。</p> <p>(i) 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。<br/> (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。<br/> (iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。</p> <p>1.3.1 初期定常運転条件</p> | <p><u>規則の解釈</u>に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。</p> <p><u>なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記（i）～（iii）の基準を満足することを確認する。</u></p> <p>(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと*1。<br/> (ii) 冷却材は沸騰しないこと*1。<br/> (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること*1。</p> <p><u>*1：熱設計基準値</u></p> <p><u>a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。</u><br/> <u>b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。</u><br/> <u>c. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(2) 設計基準事故</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の熔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。<u>「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。</u></p> <p><u>なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記（i）の基準を満足することを確認する。</u></p> <p><u>また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、下記（ii）の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、下記（ii）の基準を満足することを確認する。</u></p> <p><u>下記（iii）の基準において、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。</u></p> <p>(i) 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。<br/> (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。<br/> (iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。<u>解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する条件を選定する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。</p> <p>1.3.2 原子炉保護系の特性</p> <p>原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が發せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。</p> <p>また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。</p> <p>原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第1.1表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。</p> <p>1.3.3 原子炉停止系統の特性<br/>(省略)</p> <p>1.3.4 反応度係数</p> <p>解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.2表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となってい</p> | <p>1.3.1 初期定常運転条件</p> <p>解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。<u>定格出力は、熱出力を100MWとし、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約350℃に、原子炉出口冷却材温度が約456℃に制御されているものとする。ただし、1次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。解析における初期条件を第1.2表に示す。</u></p> <p><u>なお、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き事象の初期定常運転条件として、原子炉は定格出力の10<sup>-7</sup>%出力での臨界状態、1次主循環ポンプは100%の冷却材流量で運転されている状態とし、コールドレグ温度は352℃とする。</u></p> <p>1.3.2 原子炉保護系の特性</p> <p>原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が發せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。</p> <p>また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。<u>2次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第1.3表に示す。</u></p> <p>原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第1.4表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。<u>また、第1.5表に、原子炉保護系（アイソレーション）の設定値を示す。</u></p> <p>1.3.3 原子炉停止系統の特性<br/>(変更なし)</p> <p>1.3.4 反応度係数</p> <p>解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.6表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となってい</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>る。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。</p> <p>なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。</p> <p>1.3.5 崩壊熱<br/>(省略)</p> <p>1.3.6 解析に当たって考慮する事項</p> <p>解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。</p> | <p>る。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。</p> <p>なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。</p> <p>1.3.5 崩壊熱<br/>(変更なし)</p> <p>1.3.6 解析に当たって考慮する事項</p> <p>解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定するとともに、<u>原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。</u>また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。</p> <p><u>事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。</u></p> <p><u>静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。</u></p> <p><u>この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器及びアニュラス部排気設備以外の静的機器は多重化しており、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。また、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトは、故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができることから、故障を仮定しない。冷却機能を有する構築物、系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明において示す。</u></p> <p>さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。</p> <p>1.4 解析に用いる計算コード</p> <p><u>異常状態の解析においては、第 1.7 表に示す計算コードを使用する。使用する計算コードの概要を次に示す。</u></p> <p><u>(1) MIMIR<sup>(5)</sup></u></p> <p><u>MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行う「常陽」の安全審査で使用した実績を有するコードであり、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインターロックをモデルに反映している。</u></p> <p><u>計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。</u></p> <p><u>a. 主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p>b. <u>原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。</u></p> <p>c. <u>1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量の時間変化を計算する。</u></p> <p><u>(2) Super-COPD<sup>(6)</sup></u></p> <p><u>Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」の炉心部の計算に組み込むとともに、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルをモジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。</u></p> <p><u>なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用することとし、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。</u></p> <p><u>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、炉心の核熱安全解析機能を使用する。</u></p> <p><u>計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。</u></p> <p>a. <u>核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。</u></p> <p>b. <u>炉心の熱計算では、ホットテストチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取り扱う。</u></p> <p>c. <u>各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルとし、エネルギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材温度の時間変化を計算する。</u></p> <p><u>(3) ASFRE<sup>(7)</sup></u></p> <p><u>ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とした単相サブチャンネル解析コードである。</u></p> <p><u>なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用することとし、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。</u></p> <p><u>計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。</u></p> <p>a. <u>三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化する。</u></p> <p>b. <u>各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を計算するとともに、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルとする。</u></p> <p>c. <u>流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一部を閉塞物又はガスで置換したモデルとする。</u></p> |

第 1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

| 分類              | 機能                         | 構築物、系統又は機器  | 特記すべき関連系  |
|-----------------|----------------------------|---|---|
| MS-1            | 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能          | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>1) 駆動機構<br>2) 上部案内管<br>3) 下部案内管  | ①炉心支持構造物<br>1) 炉心支持板<br>2) 支持構造物<br>②炉心バレル構造物<br>1) バレル構造体<br>③炉心構成要素<br>1) 炉心燃料集合体<br>2) 照射燃料集合体<br>3) 内側反射体<br>4) 外側反射体 (A)<br>5) 材料照射用反射体<br>6) 遮へい集合体<br>7) 計測線付実験装置<br>8) 照射用実験装置                    |
|                 | 1次冷却材漏えい量の低減機能             | ①原子炉容器<br>1) リークジャケット<br>②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット | ①関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)   |
|                 | 原子炉停止後の除熱機能                | ①1次主冷却系<br>1) 1次主循環ポンプボニーモータ<br>2) 逆止弁<br>②2次主冷却系<br>1) 主冷却機 (主送風機を除く。)                                   | ①原子炉容器<br>1) 本体<br>②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)<br>③2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系<br>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) |
|                 | 放射性物質の閉じ込め機能               | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁   |   |
|                 | 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 | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉保護系 (アイソレーション)  | ①関連する核計装<br>②関連するプロセス計装   |
|                 | 安全上特に重要な関連機能               | ①非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの)<br>②交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)<br>③直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)                          | ①関連する補機冷却設備   |
|                 | MS-2                       | 放射線の遮蔽及び放出低減機能  | ①外周コンクリート壁<br>②アニュラス部排気系<br>1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。)<br>③非常用ガス処理装置<br>④主排気筒<br>⑤放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)  |
| 事故時のプラント状態の把握機能 |                            | ①事故時監視計器の一部   |   |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

第 1.2 表 初期条件

| 項目              | 値               |
|-----------------|-----------------|
| 原子炉出力           | 100% (100MW)    |
| 1 次主冷却系ホットレグ温度  | 458℃            |
| 1 次主冷却系コールドレグ温度 | 352℃            |
| 1 次主冷却系流量       | 定格流量 (100%)     |
| 2 次主冷却系流量       | 定格流量 (100%)     |
| 原子炉容器ナトリウム液位    | NsL 0mm (注 1)   |
| 燃料最高温度          | 熱的制限値 (2, 350℃) |
| 被覆管最高温度         | 熱的制限値 (620℃)    |
| 冷却材最高温度         | 約 600℃ (注 2)    |

(注 1) N s L : 原子炉容器通常ナトリウム液位

(注 2) 燃料最高温度及び被覆管最高温度が熱的制限値となるように設定。

第 1.3 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

| 機器等       | 動作                             |
|-----------|--------------------------------|
| 原子炉保護系    | 原子炉スクラム信号発信                    |
| 制御棒駆動機構   | 制御棒保持電磁石励磁断                    |
| 1 次主循環ポンプ | ランバック制御運転 (低速運転)<br>又はポニーモータ運転 |
| 2 次主循環ポンプ | 停止                             |
| 主送風機      | 停止                             |
| 工学的安全施設*  | 作動 (隔離弁の閉止及び非常用ガス処理装置への切り替え)   |

\*原子炉保護系 (アイソレーション) に関するものに限る。

第 1.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

第 1.4 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

第 1.2 表 解析に使用する反応度係数

第 1.5 表 原子炉保護系 (アイソレーション) の設定値

| 原子炉保護系 (アイソレーション) 信号 | 原子炉保護系 (アイソレーション) 設定値 (注 1) |
|----------------------|-----------------------------|
| 格納容器内床上線量率高          | 高 1mSv/h                    |
| 格納容器内温度高             | 高 60℃                       |
| 格納容器内圧力高             | 高 29kPa[gage]               |

(注 1) プロセス量が原子炉保護系 (アイソレーション) の設定値に達した場合は、短時間で格納容器隔離等の工学的安全施設が動作する。

第 1.6 表 解析に使用する反応度係数

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 1.7 表 異常状態の解析に使用する計算コード一覧

| 事象                     | 計算コード                              |                                    |
|------------------------|------------------------------------|------------------------------------|
| 未臨界状態からの<br>制御棒の異常な引抜き | <u>MIMIR、</u><br><u>Super-COPD</u> |                                    |
| 出力運転中の<br>制御棒の異常な引抜き   |                                    |                                    |
| 1次冷却材流量増大              |                                    |                                    |
| 1次冷却材流量減少              |                                    |                                    |
| 外部電源喪失                 |                                    |                                    |
| 2次冷却材流量増大              |                                    |                                    |
| 2次冷却材流量減少              |                                    |                                    |
| 主冷却器空気流量の増大            |                                    |                                    |
| 主冷却器空気流量の減少            |                                    |                                    |
| 燃料スランピング事故             |                                    |                                    |
| 1次主循環ポンプ軸固着事故          |                                    |                                    |
| 1次冷却材漏えい事故             |                                    |                                    |
| 冷却材流路閉塞事故              |                                    | <u>ASFRE</u>                       |
| 2次主循環ポンプ軸固着事故          |                                    | <u>MIMIR、</u><br><u>Super-COPD</u> |
| 2次冷却材漏えい事故             |                                    |                                    |
| 主送風機風量瞬時低下事故           |                                    |                                    |

第 1.1 図～第 1.2 図 (省略)

第 1.1 図～第 1.2 図 (変更なし)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類 10（2. 運転時の異常な過渡変化）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>2.1 代表的事象の選定<br/>(省略)</p> <p>2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</p> <p>2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR<sup>(5)</sup>及びSuper-COPD<sup>(6)</sup>により解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <p>(i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の10<sup>-7</sup>%とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%、原子炉容器入口冷却材温度は352℃とする。</p> <p>(ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は5¢/sとする。</p> <p>(iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm<sup>2</sup>℃とする。</p> <p>(iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ-1.1×10<sup>-3</sup>Tdk/dT、-5.7×10<sup>-6</sup>△k/k/℃、-0.76×10<sup>-6</sup>△k/k/℃とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。</p> <p>(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。</p> <p>異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が<u>所定の値</u>まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度(以下「燃料最高温度」という。)、被覆管肉厚中心最高温度(以下「被覆管最高温度」という。)及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> | <p>2. 運転時の異常な過渡変化</p> <p>2.1 代表的事象の選定<br/>(変更なし)</p> <p>2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</p> <p>2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.2.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <p>(i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の10<sup>-7</sup>%とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%、原子炉容器入口冷却材温度は352℃とする。</p> <p>(ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度<u>(13cm/min)</u>で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は5¢/sとする。</p> <p>(iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm<sup>2</sup>℃とする。</p> <p>(iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ-1.1×10<sup>-3</sup>Tdk/dT、-5.7×10<sup>-6</sup>△k/k/℃、-0.76×10<sup>-6</sup>△k/k/℃とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。</p> <p>(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。</p> <p>異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、<u>第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。</u>この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が<u>定格流量の約8%に相当する値</u>まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度(以下「燃料最高温度」という。)、被覆管肉厚中心最高温度(以下「被覆管最高温度」という。)及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>2.2.3 結論<br/>(省略)</p> <p>2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</p> <p>2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.3.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。</li> <li>(ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は<math>5\phi/s</math>とする。</li> <li>(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ<math>-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math>、<math>-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math>、<math>-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math>とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。</li> <li>(iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。</li> </ul> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.2図に示す。<br/>異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> <p>2.3.3 結論<br/>(省略)</p> | <p>2.2.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</p> <p>2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.3.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。</li> <li>(ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度(13cm/min)で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は<math>5\phi/s</math>とする。</li> <li>(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ<math>-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math>、<math>-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math>、<math>-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}</math>とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。</li> <li>(iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。</li> </ul> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.2図に示す。<br/>異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、<u>第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。</u>この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が<u>定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。</u>その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> <p>2.3.3 結論<br/>(変更なし)</p> |

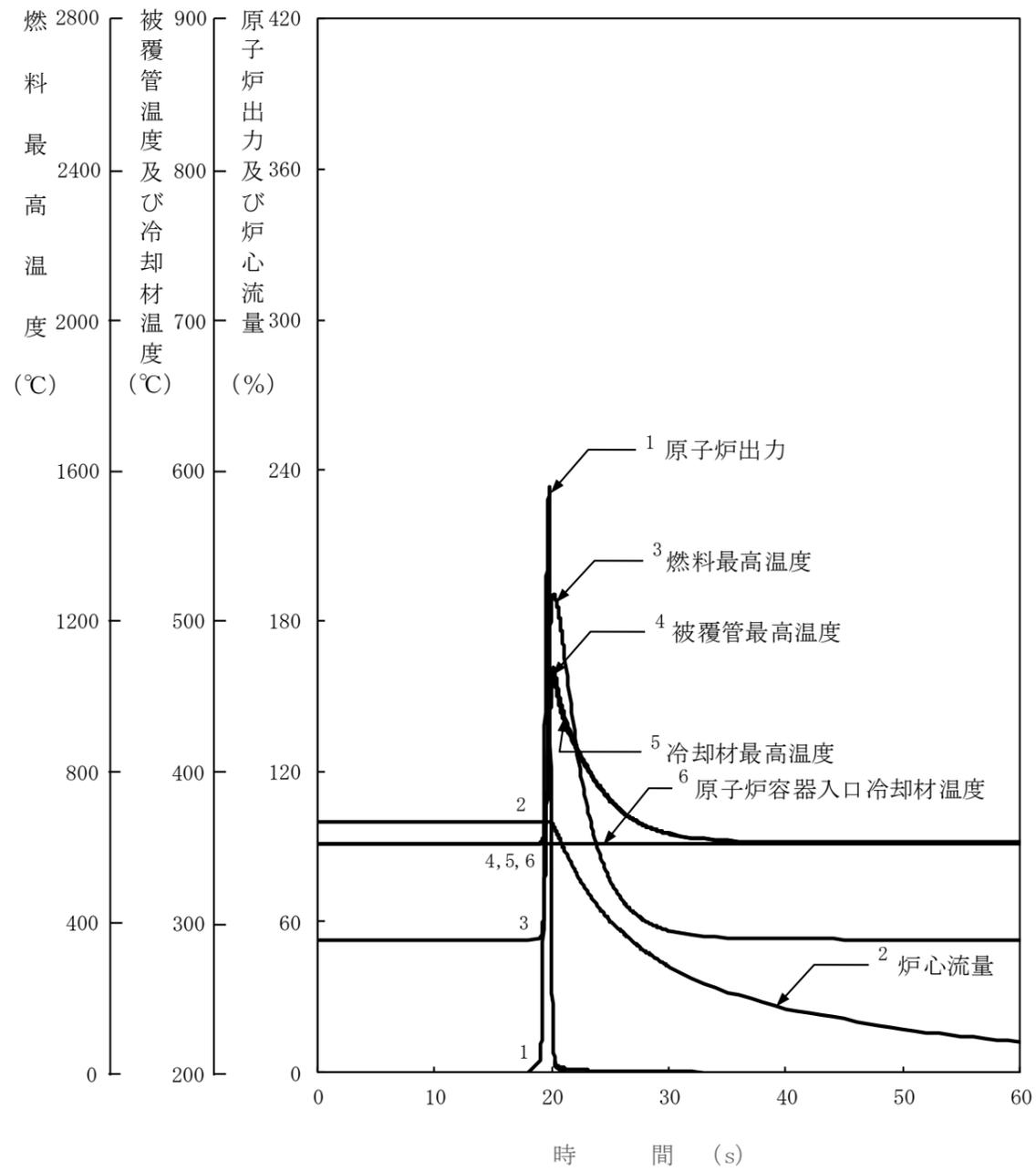
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>2.4 1次冷却材流量増大<br/>(省略)</p> <p>2.5 1次冷却材流量減少</p> <p>2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.5.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(省略)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。<br/>1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.5.3 結論<br/>(省略)</p> <p>2.6 外部電源喪失</p> <p>2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.6.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(省略)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。<br/>電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、</p> | <p>2.4 1次冷却材流量増大<br/>(変更なし)</p> <p>2.5 1次冷却材流量減少</p> <p>2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.5.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(変更なし)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。<br/>1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.5.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>2.6 外部電源喪失</p> <p>2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.6.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(変更なし)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。<br/>電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃及び約 640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.6.3 結論<br/>(省略)</p> <p>2.7 2次冷却材流量増大<br/>(省略)</p> <p>2.8 2次冷却材流量減少</p> <p>2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.8.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.7 図に示す。</p> <p>1 ループの2次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.8.3 結論<br/>(省略)</p> | <p><u>間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。</u> 1次主循環ポンプの回転数が<u>定格流量の約 5%に相当する値</u>まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃及び約 640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.6.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>2.7 2次冷却材流量増大<br/>(変更なし)</p> <p>2.8 2次冷却材流量減少</p> <p>2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.8.2 過渡変化の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.7 図に示す。</p> <p>1 ループの2次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、<u>第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。</u>本信号により、<u>制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する</u>とともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が<u>定格流量の約 5%に相当する値</u>まで低下した時点で1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.8.3 結論<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>2.9 主冷却器空気流量の増大</p> <p>2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.9.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(省略)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.8図に示す。<br/>1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約80秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,440℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> <p>2.9.3 結論<br/>(省略)</p> <p>2.10 主冷却器空気流量の減少</p> <p>2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>2.10.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。<br/>(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。<br/>(ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。<br/>(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ<math>-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math>、<math>-4.5 \times 10^{-6} \Delta</math></p> | <p>2.9 主冷却器空気流量の増大</p> <p>2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.9.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>(変更なし)<br/>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.8図に示す。<br/>1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約80秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、<u>第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</u><br/>この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,440℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</p> <p>2.9.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>2.10 主冷却器空気流量の減少</p> <p>2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>2.10.2 過渡変化の解析<br/>(1) 解析条件<br/>過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。<br/>(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。<br/>(ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル<u>(約3%)</u>まで減少するものとする。<br/>(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ<math>-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math>、<math>-4.5 \times 10^{-6} \Delta</math></p> |

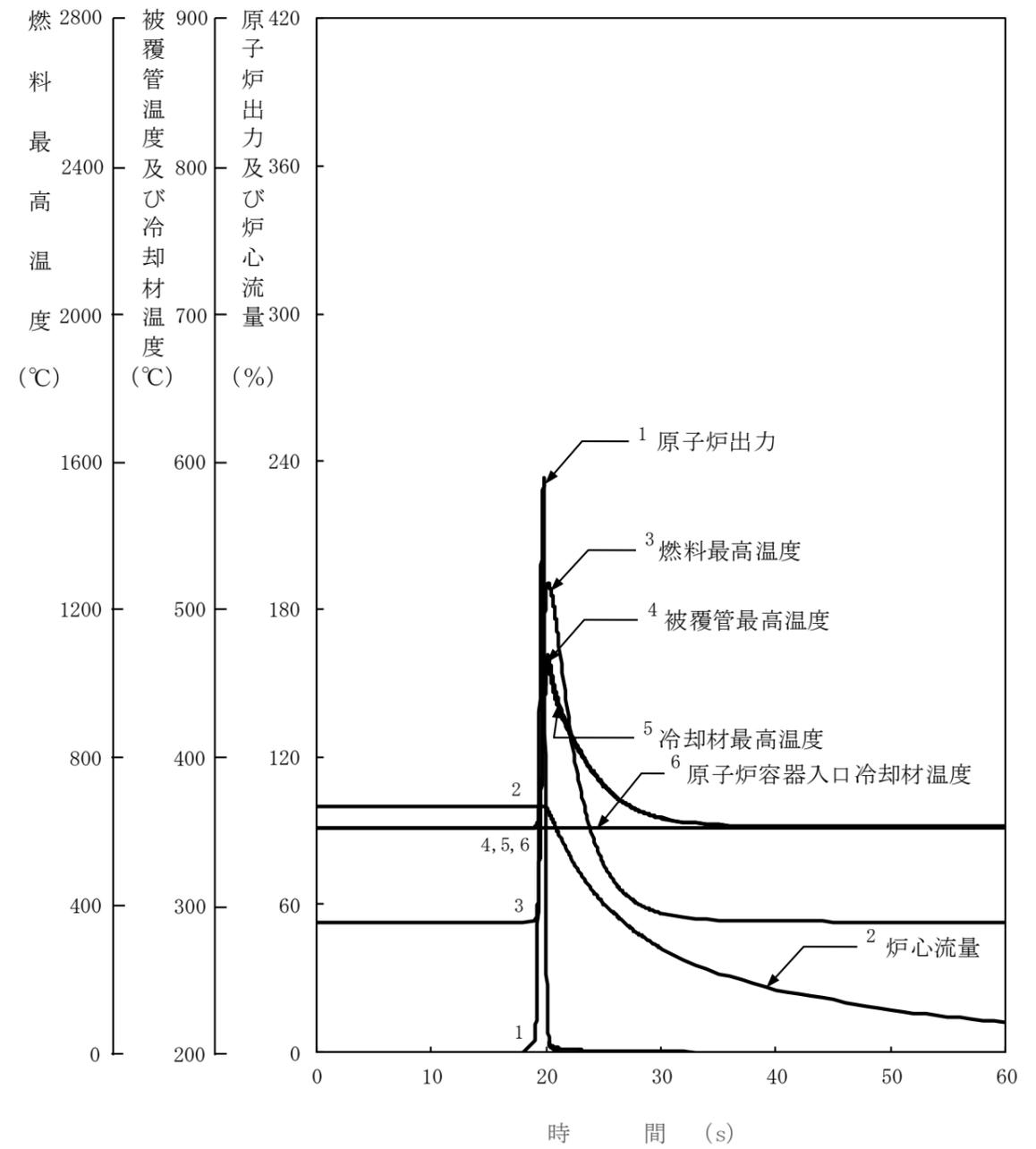
| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>k/k/°Cとする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ<math>-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C</math>、<math>-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C</math>とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。</p> <p>(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は373°C、応答時間は0.4秒とする。</p> <p>(v) 単一故障として、1 ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に示す。</p> <p>1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630°C及び約620°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.10.3 結論<br/>(省略)</p> | <p>k/k/°Cとする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ<math>-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C</math>、<math>-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C</math>とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。</p> <p>(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は373°C、応答時間は0.4秒とする。</p> <p>(v) 単一故障として、1 ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に示す。</p> <p>1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、<u>第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、</u>原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が<u>定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、</u>1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630°C及び約620°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>2.10.3 結論<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)



第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

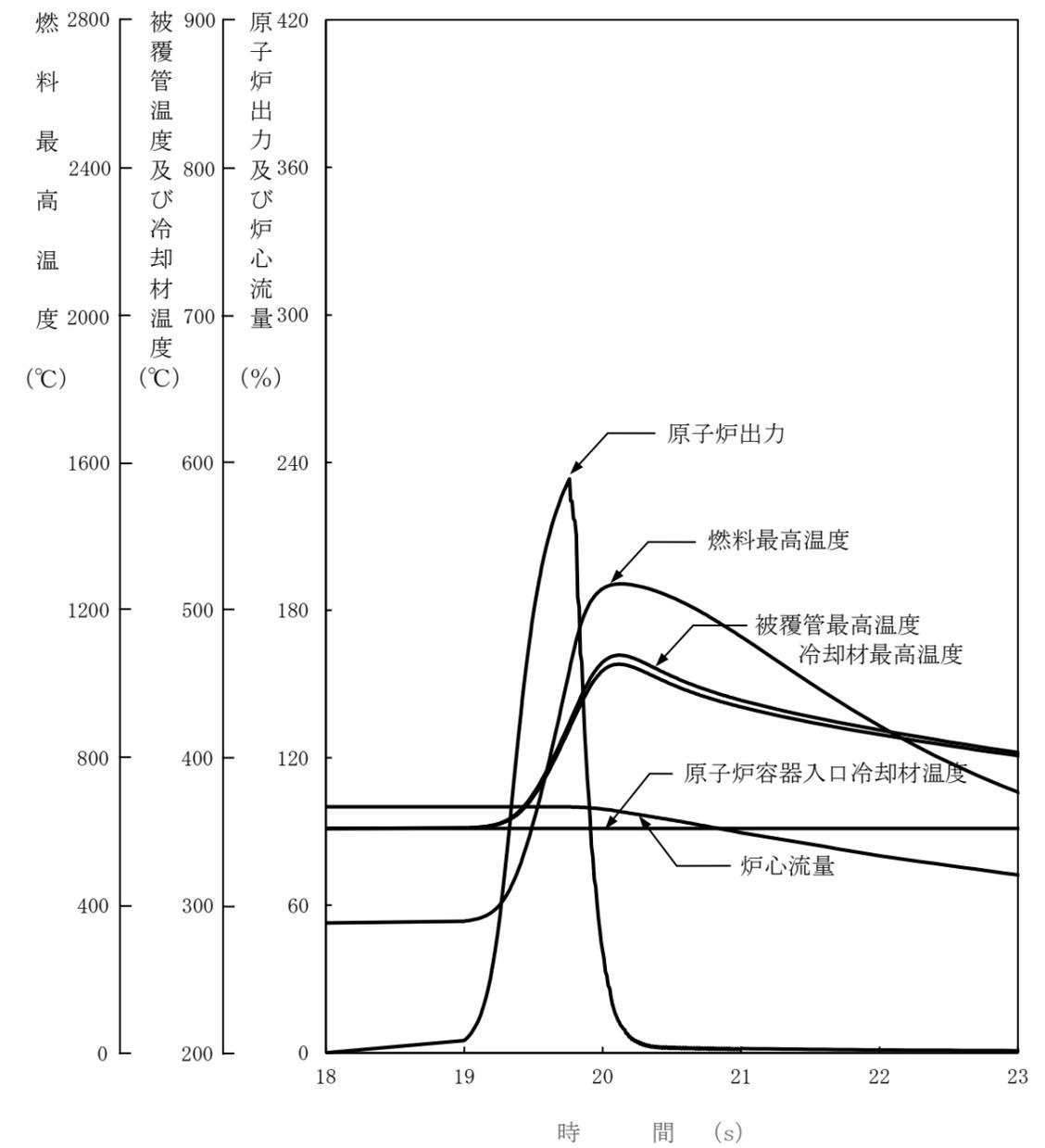
変更後



第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後



第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)

第 2.2 図～第 2.9 図 (省略)

第 2.2 図～第 2.9 図 (変更なし)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類 10（3. 設計基準事故）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>3. 設計基準事故</p> <p>3.1 代表的事象の選定</p> <p>設計基準事故にあつては、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、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。</p> <p>(1) 炉心冷却能力の低下に至る事故</p> <p>(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>(ii) 1次冷却材漏えい事故</p> <p>(iii) 冷却材流路閉塞事故</p> <p>(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>(v) 2次冷却材漏えい事故</p> <p>(vi) 主送風機風量瞬時低下事故</p> <p>(2) 燃料取扱いに伴う事故</p> <p>(i) 燃料取替取扱事故</p> <p>(3) 廃棄物処理設備に関する事故</p> <p>(i) 気体廃棄物処理設備破損事故</p> <p>(4) ナトリウムの化学変化</p> <p>(i) 1次冷却材漏えい事故</p> <p>(5) 原子炉カバーガス系に関する事故</p> <p>(i) 1次アルゴンガス漏えい事故</p> <p>3.2 被ばく評価の方法</p> <p>(省略)</p> <p>第3.1表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等</p> | <p>3. 設計基準事故</p> <p>3.1 代表的事象の選定</p> <p>設計基準事故にあつては、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、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。</p> <p><u>(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故</u></p> <p><u>(i) 燃料スランピング事故</u></p> <p>(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故</p> <p>(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>(ii) 1次冷却材漏えい事故</p> <p>(iii) 冷却材流路閉塞事故</p> <p>(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>(v) 2次冷却材漏えい事故</p> <p>(vi) 主送風機風量瞬時低下事故</p> <p>(3) 燃料取扱いに伴う事故</p> <p>(i) 燃料取替取扱事故</p> <p>(4) 廃棄物処理設備に関する事故</p> <p>(i) 気体廃棄物処理設備破損事故</p> <p>(5) ナトリウムの化学変化</p> <p>(i) 1次冷却材漏えい事故</p> <p>(6) 原子炉カバーガス系に関する事故</p> <p>(i) 1次アルゴンガス漏えい事故</p> <p>3.2 被ばく評価の方法</p> <p>(変更なし)</p> <p>第3.1表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等<sup>(2),(8)</sup></p> <p>3.3 燃料スランピング事故</p> <p>3.3.1 事故の原因及び防止対策</p> <p><u>(1) 事故の原因及び説明</u></p> <p><u>この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。</u></p> <p><u>この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終了する。</u></p> <p><u>(2) 防止及び抑制対策</u></p> <p><u>この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定すると</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正) | 変更後  |
|---------------------|--|
|                     | <p><u>もにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>(i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。</u></li> <li><u>(ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。</u></li> <li><u>(iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。</u></li> <li><u>(iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。</u></li> </ul> <p><u>3.3.2 事故経過の解析</u></p> <p><u>(1) 解析条件</u></p> <p><u>事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>(i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。</u></li> <li><u>(ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20φの正の反応度がステップ状に付加されるものとする。</u></li> <li><u>(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ<math>-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}</math>、<math>-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}</math>、<math>-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}</math>とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。</u></li> <li><u>(iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。</u></li> <li><u>(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。</u></li> </ul> <p><u>(2) 解析結果</u></p> <p><u>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.1図に示す。</u></p> <p><u>スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約127%である。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>3.3 1次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>3.3.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.3.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.1図に示す。</p> <p>1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.3.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.4 1次冷却材漏えい事故</p> <p>3.4.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.4.2 炉心冷却能力の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> | <p><u>この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,410℃、約640℃及び約630℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。</u></p> <p>3.3.3 結論</p> <p><u>この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。</u></p> <p>3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>3.4.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.4.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。</p> <p>1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.4.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.5 1次冷却材漏えい事故</p> <p>3.5.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.5.2 炉心冷却能力の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.2 図に示す。</p> <p>1 次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約 27 秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに 1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1 次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃ 及び約 640℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.4.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。</p> <p>(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は 200m<sup>2</sup> とする。</p> <p>(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は 5 lb/ft<sup>2</sup>・h(約 24kg/m<sup>2</sup>・h) とする。</p> <p>(iii) 格納容器内の雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300K とする。</p> <p>(iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。</p> <p>(v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 3.3 図に示す。</p> <p>格納容器内の圧力上昇は約 0.5kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 49kPa[gage]) であり、設計圧力を超えない。</p> | <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.3 図に示す。</p> <p>1 次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約 27 秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに 1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1 次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃ 及び約 640℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気保ち、万一、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合でも、燃焼反応を防止する。また、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器(床下)を空気雰囲気置換しないものとする。</p> <p>これらの対策により、二重壁外でのナトリウムの空気雰囲気での燃焼は防止されるが、ここでは、大気中に放出される核分裂生成物の量を保守的に計算するため、次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。</p> <p>(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は 200m<sup>2</sup> とする。</p> <p>(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は 5 lb/ft<sup>2</sup>・h(約 24kg/m<sup>2</sup>・h) とする。</p> <p>(iii) 格納容器内の有効体積は 18,600m<sup>3</sup>、雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300K とする。</p> <p>(iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。</p> <p>(v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 3.4 図に示す。</p> <p>格納容器内の圧力上昇は約 0.5kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 0.049MPa[gage]) であり、設計圧力を超えない。</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>い。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180℃、鋼壁温度については約 110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれる。</p> <p>3.4.4 被ばく評価<br/> (1) 評価条件<br/> 上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。</p> <p>(i) ~ (viii)<br/> (省略)</p> <p>(2) 評価結果<br/> (省略)</p> <p>3.4.5 結論<br/> (省略)</p> <p>3.5 冷却材流路閉塞事故<br/> 3.5.1 事故の原因及び防止対策<br/> (1) 事故の原因及び説明<br/> (省略)</p> <p>(2) 防止及び抑制対策<br/> この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。</p> <p>(i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。</p> <p>(ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。</p> <p>(iii) 原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。</p> <p>(iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</p> <p>(v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</p> <p>(vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報</p> | <p>ない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180℃、鋼壁温度については約 110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれ、<u>格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持される。</u></p> <p>3.5.4 被ばく評価<br/> (1) 評価条件<br/> 上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。<u>なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。</u></p> <p>(i) ~ (viii)<br/> (変更なし)</p> <p>(2) 評価結果<br/> (変更なし)</p> <p>3.5.5 結論<br/> (変更なし)</p> <p>3.6 冷却材流路閉塞事故<br/> 3.6.1 事故の原因及び防止対策<br/> (1) 事故の原因及び説明<br/> (変更なし)</p> <p>(2) 防止及び抑制対策<br/> この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。</p> <p>(i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。</p> <p>(ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。</p> <p>(iii) 原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。<u>また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。</u></p> <p>(iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</p> <p>(v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</p> <p>(vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。</p> <p>(vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。</p> <p>3.5.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>事故の経過は、計算コードASFRE<sup>(9)</sup>により解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <p>(i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。</p> <p>(ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。</p> <p>(iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。</p> <p>(iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。</p> <p>(v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。</p> <p>(vi) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は10,000W/m<sup>2</sup>Kとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.4図及び第3.5図に示す。</p> <p>冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約690℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、当該燃料要素の被覆管最高温度は約740℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>3.5.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.6 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>3.6.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.6.2 事故経過の解析</p> | <p>を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。</p> <p>(vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。</p> <p>3.6.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>事故の経過は、計算コードASFREにより解析する。解析条件を次のように設定する。</p> <p>(i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。</p> <p>(ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。</p> <p>(iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。</p> <p>(iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。</p> <p>(v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。</p> <p>(vi) <u>閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されること(ガスジェット)で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は10,000W/m<sup>2</sup>K<sup>(9)</sup>とする。</u></p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.6図及び第3.7図に示す。</p> <p>冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約690℃、<u>冷却材最高温度は約610℃</u>まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、当該燃料要素の被覆管最高温度は約740℃、<u>冷却材最高温度は約610℃</u>まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。<u>また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</u></p> <p>なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>3.6.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>3.7.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.7.2 事故経過の解析</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.6 図に示す。<br/>2 次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約 0.8 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 610℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.6.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.7 2 次冷却材漏えい事故</p> <p>3.7.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.7.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.7 図に示す。<br/>2 次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 44 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 620℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、</p> | <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.8 図に示す。<br/>2 次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約 0.8 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 610℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.7.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.8 2 次冷却材漏えい事故</p> <p>3.8.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.8.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 解析結果<br/>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.9 図に示す。<br/>2 次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 44 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 620℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、</p> |

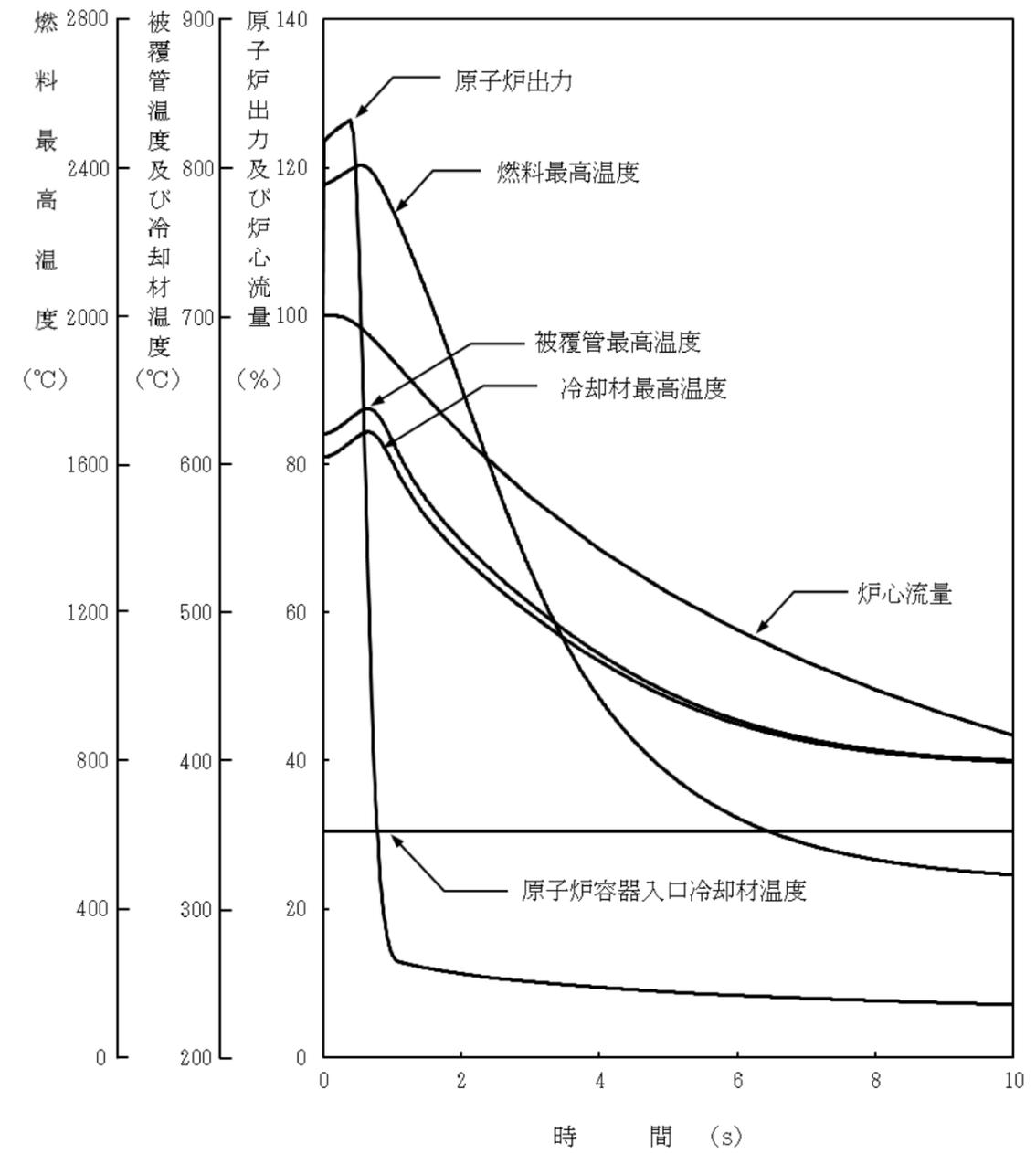
| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。</p> <p>3.7.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.8 主送風機風量瞬時低下事故</p> <p>3.8.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.8.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(省略)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8図に示す。</p> <p>主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が<u>所定の値</u>まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.8.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.9 燃料取替取扱事故</p> <p>3.9.1 事故の原因及び防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象</p> | <p>漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。</p> <p>3.8.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.9 主送風機風量瞬時低下事故</p> <p>3.9.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.9.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析条件<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.10図に示す。</p> <p>主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、<u>第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が<u>定格流量の約5%に相当する値</u>まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。</u></p> <p>この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。</p> <p>3.9.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.10 燃料取替取扱事故</p> <p>3.10.1 事故の原因及び防止対策</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>として考える。</p> <p>(2) 防止及び抑制対策</p> <p>この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。</p> <p>(ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。</p> <p>(iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。</p> <p>3.9.2 被ばく評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。</p> <p>(i) ~ (v)</p> <p>(省略)</p> <p>(2) 評価結果</p> <p>(省略)</p> <p>3.9.3 結論</p> <p>(省略)</p> <p>3.10 気体廃棄物処理設備破損事故</p> <p>3.10.1 事故の原因及び防止対策</p> <p>(省略)</p> <p>3.10.2 被ばく評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。</p> <p>(i) ~ (vi)</p> <p>(省略)</p> | <p>として考える。</p> <p>(2) 防止及び抑制対策</p> <p>この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。</p> <p>(ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、<u>移送機のグリップ爪に返しを設ける機械的インターロック及び着座していない状態では切り離し動作を防止する制御系インターロック</u>を設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。</p> <p>(iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。</p> <p>3.10.2 被ばく評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。<u>なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.11図に示す。</u></p> <p>(i) ~ (v)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(2) 評価結果</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.10.3 結論</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.11 気体廃棄物処理設備破損事故</p> <p>3.11.1 事故の原因及び防止対策</p> <p>(変更なし)</p> <p>3.11.2 被ばく評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。<u>なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。</u></p> <p>(i) ~ (vi)</p> <p>(省略)</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(2) 評価結果<br/>(省略)</p> <p>3.10.3 結論<br/>(省略)</p> <p>3.11 1次アルゴンガス漏えい事故</p> <p>3.11.1 事故の原因及び防止対策<br/>(省略)</p> <p>3.11.2 被ばく評価<br/>(1) 評価条件<br/>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。<br/>(i) ~ (vii)<br/>(省略)</p> <p>(2) 評価結果<br/>(省略)</p> <p>3.11.3 結論<br/>(省略)</p> | <p>(2) 評価結果<br/>(変更なし)</p> <p>3.11.3 結論<br/>(変更なし)</p> <p>3.12 1次アルゴンガス漏えい事故</p> <p>3.12.1 事故の原因及び防止対策<br/>(変更なし)</p> <p>3.12.2 被ばく評価<br/>(1) 評価条件<br/>上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。<u>なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.13図に示す。</u><br/>(i) ~ (vii)<br/>(省略)</p> <p>(2) 評価結果<br/>(省略)</p> <p>3.12.3 結論<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



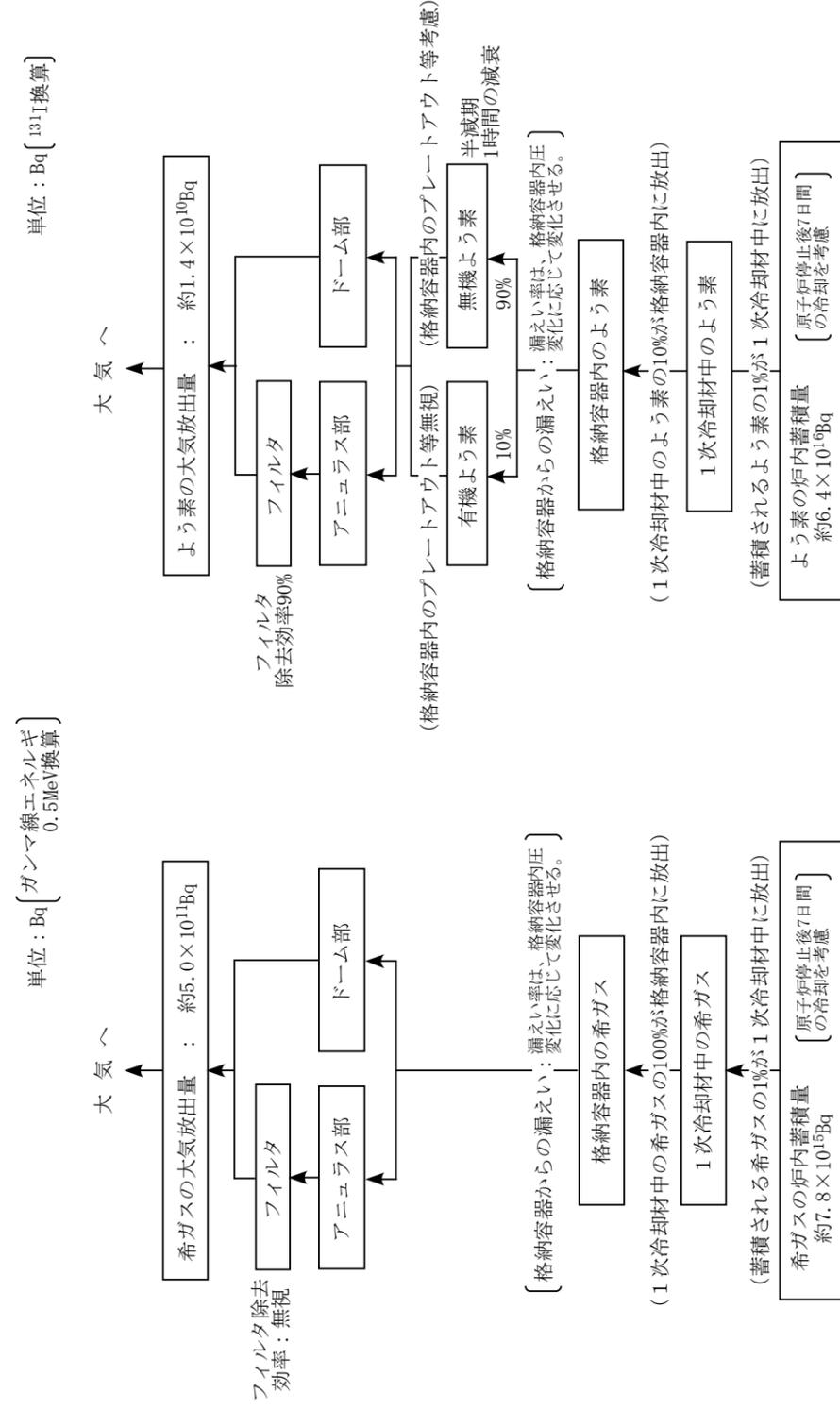
第 3.1 図 燃料スランピング事故

- 第 3.1 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故
- 第 3.2 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)
- 第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)

- 第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故
- 第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)
- 第 3.4 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後



第3.5図 核分裂生成物の大気放出過程 (1次冷却材漏えい事故)

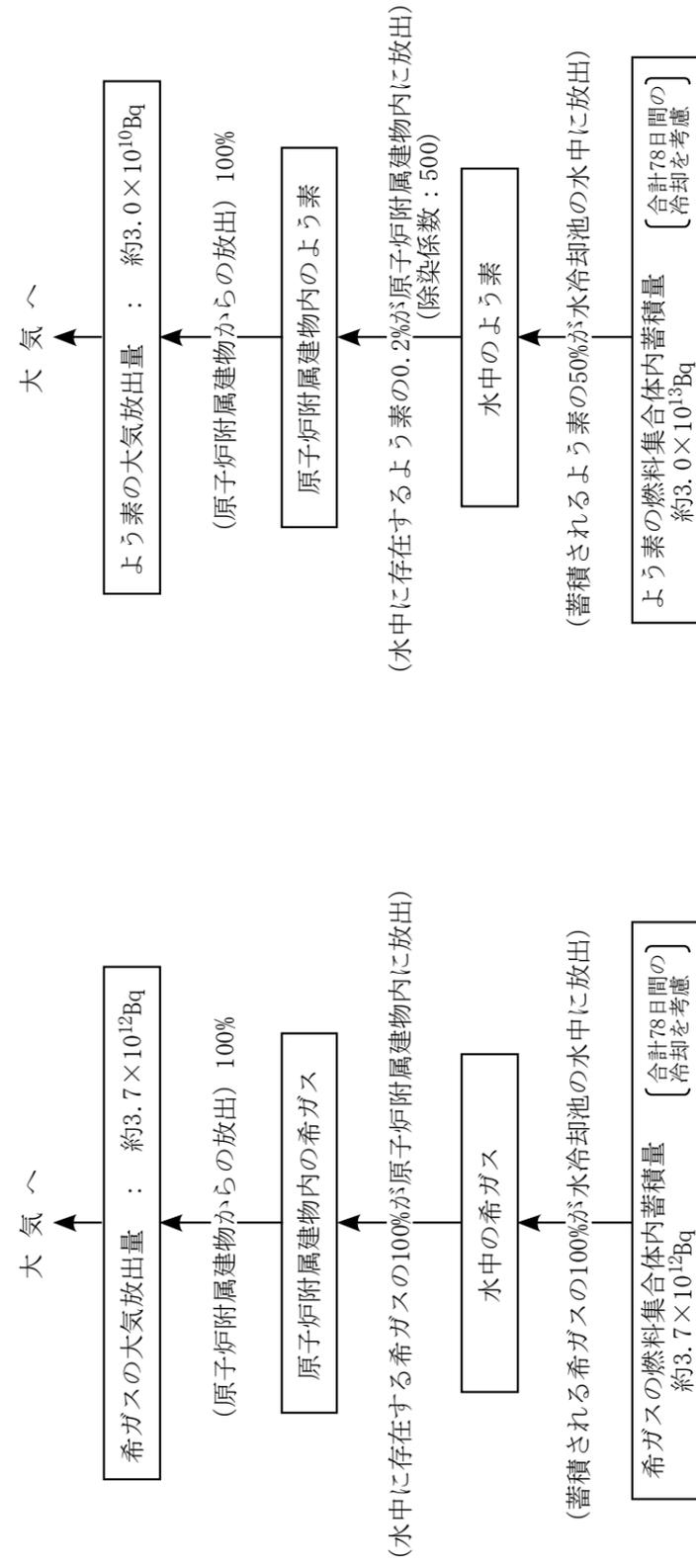
| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>第 3.4 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)</p> <p>第 3.5 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)</p> <p>第 3.6 図 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>第 3.7 図 2次冷却材漏えい事故</p> <p>第 3.8 図 主送風機風量瞬時低下事故</p> | <p>第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)</p> <p>第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)</p> <p>第 3.8 図 2次主循環ポンプ軸固着事故</p> <p>第 3.9 図 2次冷却材漏えい事故</p> <p>第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー  
0.5MeV換算〕

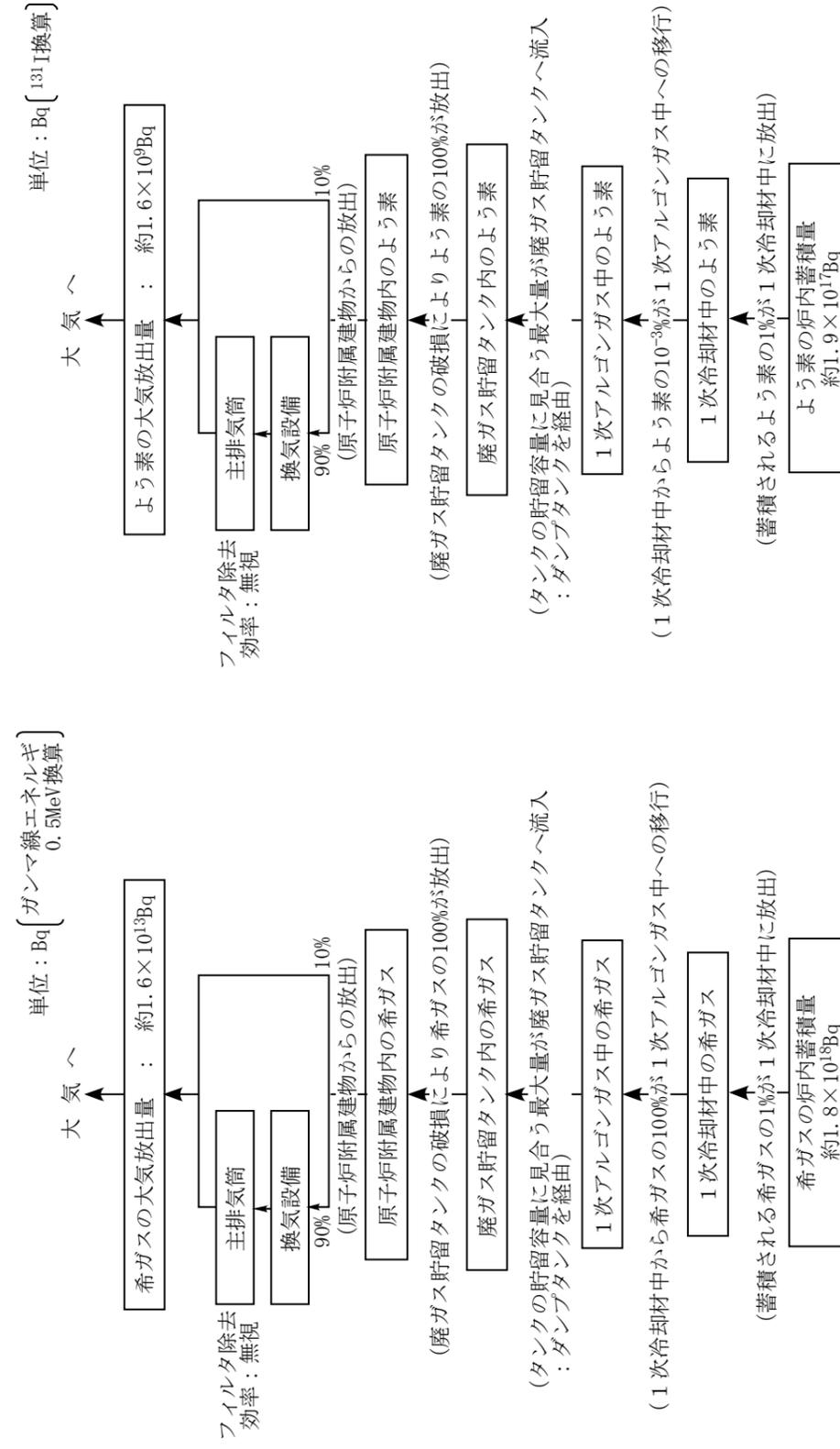
単位：Bq〔<sup>131</sup>I換算〕



第3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替事故)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

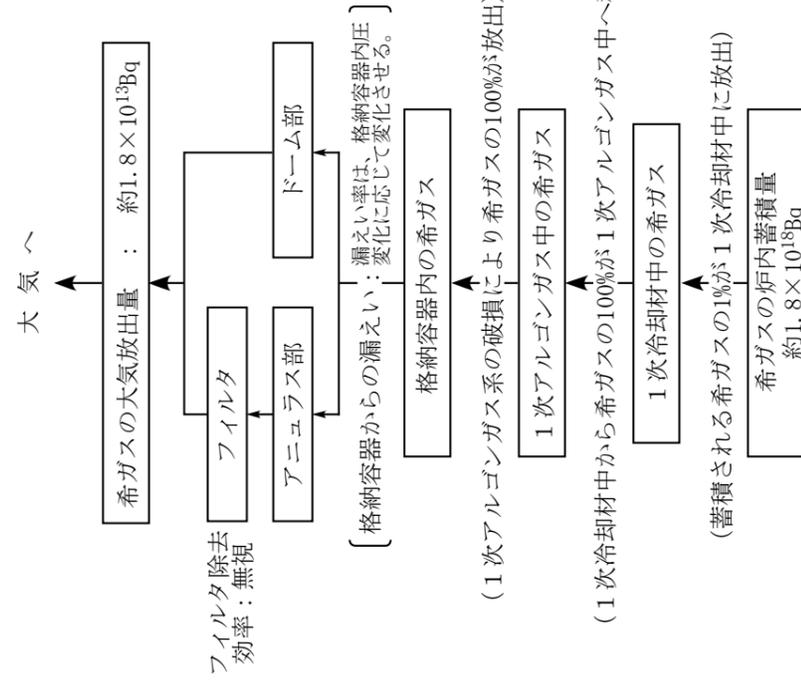


第 3.12 図 核分裂生成物の大気放出過程 (気体廃棄物処理設備破損事故)

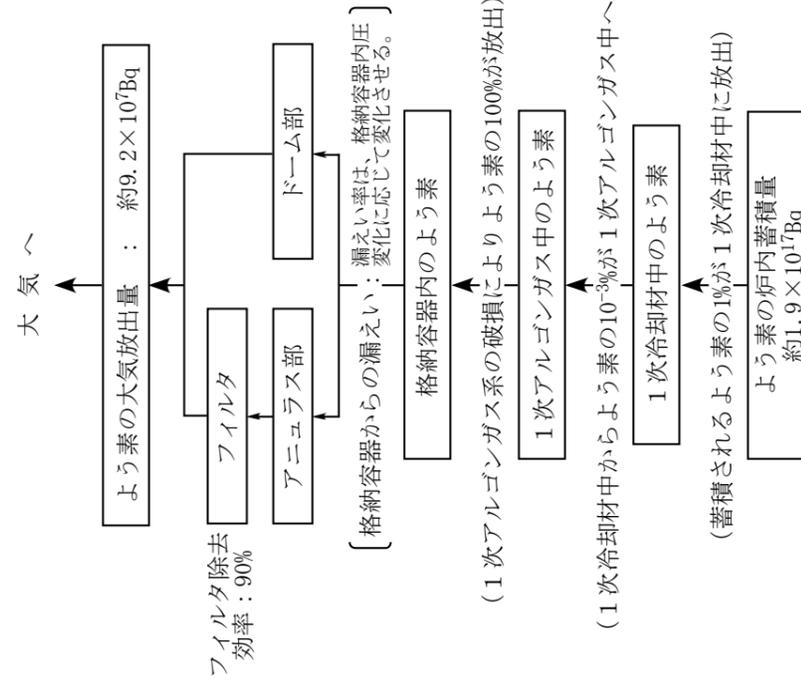
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー  
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 $^{131}\text{I}$ 換算〕



第3.13図 核分裂生成物の大気放出過程(1次アルゴンガス漏えい事故)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類 10（4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故）】

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故</p> <p>4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方</p> <p>「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。</p> <p>高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。</p> <p>使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ること（以下「大規模損壊」という。）を仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</p> | <p>4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故</p> <p>4.1 <u>安全評価に関する基本方針</u></p> <p><u>原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。</u></p> <p>4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方</p> <p>「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。</p> <p>高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、<u>炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。</u></p> <p>なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。</p> <p>使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。</p> <p>また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損<u>並びに大規模ナトリウム火災</u>に至ること（以下「<u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象</u>」という。）を仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4.2 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故</p> <p>4.2.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定</p> <p>4.2.1.1 選定の手順<br/>(省略)</p> <p>4.2.1.2 事象グループの選定</p> <p>異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.2.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.2.1.2 表に示す。</p> <p>集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原子炉停止機能の喪失又は崩壊熱除去機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。</p> <p><u>上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型化して集約するため以下を事象グループとして選定する。</u></p> <p>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)<br/> (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)<br/> (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)</p> <p>また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ</p> | <p>4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故</p> <p>4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定</p> <p>4.3.1.1 選定の手順<br/>(変更なし)</p> <p>4.3.1.2 事象グループの選定</p> <p>異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。</p> <p>集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象及び原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。</p> <p><u>上記の異常事象及び何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図(以下「イベントツリー」という。)上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 4.3.1.1 図(1)から(7)及び第 4.3.1.2 図(1)から(7)に示す。このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の一部として考慮される。</u></p> <p><u>なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベル 1PRA)において選定した起因事象との比較を通じて確認した。</u></p> <p><u>抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。</u></p> <p>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)<br/> (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)<br/> (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)</p> <p>また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>れ、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る<u>可能性がある</u>と想定する事故に相当するものがある。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する<u>ことが抽出される</u>。また、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される<u>ことを踏まえ、以下についても、炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、事象グループに選定する。</u></p> <p>(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL: Loss of Reactor Level)</p> <p>(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)</p> <p>(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO: Station Blackout)</p> <p>なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。</p> <p>さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第 4.2.1.3 表に示す。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。</p> <p>(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)</p> <p>4.2.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定</p> <p>4.2.1.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する<sup>(8)</sup>。</p> <p>(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。</p> <p>(4) 事象グループの中の特徴を代表している。</p> | <p>れ、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る<u>可能性のある事故シーケンスが抽出される</u>。また、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する<u>事故シーケンスが抽出される</u>。さらに、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される。以上を踏まえ、<u>イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。</u></p> <p>(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL: Loss of Reactor Level)</p> <p>(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)</p> <p>(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO: Station Blackout)</p> <p>なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。</p> <p>さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第 4.3.1.3 表に示す。<u>また、イベントツリーを第 4.3.1.3 図 (1) から (3) に示す。なお、「流路閉塞事象(千鳥閉塞)及び「局所的過熱事象(約 30%過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。</u>炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループとして選定する。</p> <p>(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)</p> <p><u>抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果が妥当であることを確認した。</u></p> <p>4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定</p> <p>4.3.1.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。</p> <p>(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。</p> <p>(4) 事象グループの中の特徴を代表している。</p> <p><u>ここで、「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価 (出力運転時レベル 1PRA) により定量化した事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を参照した。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。</p> <p>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)</p> <p>a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)</p> <p>a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)</p> <p>a. 1次冷却材漏えい (2箇所) 事故</p> <p>(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)</p> <p>a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)</p> <p>a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故</p> <p>また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。</p> <p>(7) 局所的燃料破損 (LF)</p> <p>a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故</p> | <p>各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。</p> <p>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p><u>c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</u></p> <p>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失</p> <p>a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失</p> <p>a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p><u>c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</u></p> <p>(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失</p> <p>a. 1次冷却材漏えい (<u>安全容器内配管 (内管) 破損</u>) 及び安全容器内配管 (外管) <u>破損の重畳事故</u></p> <p><u>b. 1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故</u></p> <p><u>c. 1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故</u></p> <p>(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失</p> <p>a. <u>外部電源喪失</u>及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>b. <u>2次冷却材漏えい</u>及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失</p> <p>a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故</p> <p>また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。</p> <p>(7) 局所的燃料破損</p> <p>a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故</p> <p>4.3.1.4 格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する事故</p> <p><u>炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対処するために講じる「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。</u></p> <p><u>本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モ</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>第 4. 2. 1. 1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を 系統的 に 考慮 し た 異常 事象 の 抽出 結果 及び 影響 の 整理 (1/2)</p> <p>第 4. 2. 1. 1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を 系統的 に 考慮 し た 異常 事象 の 抽出 結果 及び 影響 の 整理 (2/2)</p> <p>第 4. 2. 1. 2 表 炉心 の 著し い 損傷 に 至 る 可能性 が ある 通常 運転 状態 から の 逸脱 の 原因 を 系統的 に 抽出 し て 選定 し た 異常 事象</p> | <p><u>ードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスをそのまま格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。</u></p> <p><u>格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナトリウム冷却型高速炉において格納容器の破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満足することを確認することにより措置の有効性を確認している。その結果として、想定される全ての格納容器破損機構に対して、格納容器破損防止措置が有効であることが確認できる。</u></p> <p><u>なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生することはない。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮して評価を行う。炉心の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が生じる事象にあつては、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉停止機能喪失」、「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失」及び「交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失」の評価事故シーケンスの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケンス以外の評価事故シーケンスは、これらの評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡されると考えられるが、有効性評価では、全ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の全体を一貫して評価することができる。</u></p> <p>第 4. 3. 1. 1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を 系統的 に 考慮 し た 異常 事象 の 抽出 結果 及び 影響 の 整理 (1/2)</p> <p>第 4. 3. 1. 1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を 系統的 に 考慮 し た 異常 事象 の 抽出 結果 及び 影響 の 整理 (2/2)</p> <p>第 4. 3. 1. 2 表 炉心 の 著し い 損傷 に 至 る 可能性 が ある 通常 運転 状態 から の 逸脱 の 原因 を 系統的 に 抽出 し て 選定 し た 異常 事象</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第 4. 2. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

| 原因        | 左記原因をもたらす事象                 | 異常発生部位による分類 | 異常事象                               |
|-----------|-----------------------------|-------------|------------------------------------|
| 炉心局所の流量減少 | 燃料要素の破損による流路阻害              | 同左          | 燃料要素の自然破損                          |
|           | 異物混入による流路閉塞                 | 同左          | 流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞)<br>流路閉塞事象(千鳥閉塞) |
| 炉心局所の過出力  | 過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷 | 同左          | 局所的過熱事象(約 10%過出力)                  |
|           |                             |             | 局所的過熱事象(約 30%過出力)                  |

(なし)

(なし)

(なし)

(なし)

変更後

第 4. 3. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

| 原因        | 左記原因をもたらす事象                 | 異常発生部位による分類 | 異常事象                               |
|-----------|-----------------------------|-------------|------------------------------------|
| 炉心局所の流量減少 | 燃料要素の破損による流路阻害              | 同左          | 燃料要素の偶発的破損                         |
|           | 異物混入による流路閉塞                 | 同左          | 流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞)<br>流路閉塞事象(千鳥閉塞) |
| 炉心局所の過出力  | 過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷 | 同左          | 局所的過熱事象(約 10%過出力)                  |
|           |                             |             | 局所的過熱事象(約 30%過出力)                  |

(追加)

第 4. 3. 1. 1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能)

(省略)

(追加)

第 4. 3. 1. 2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能)

(省略)

(追加)

第 4. 3. 1. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー

(省略)

(追加)

4. 3. 2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

(省略)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>したがって、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、<u>放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）を冷却すること</u>で原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.2.1図に示す。<u>本事象</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損</p> | <p>4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果</p> <p>4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却すること</u>で原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。<u>本評価事故シーケンス</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. ～ d.<br/>(省略)</p> <p>e. <u>異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(ii) ～ (iii)<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.2.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.2.2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<br/><u>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。</u></p> | <p>傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. ～ d.<br/>(変更なし)</p> <p>e. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b. ～ d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>(ii) ～ (iii)<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.1.1表及び第4.3.3.1.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.1.3表及び第4.3.3.1.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は4名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>i) 基本ケース<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<u>本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。なお、これらの値は、「4.3.2.3 有効性評価における</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれるものとする。</p> <p>iii) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>iv) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4. 2 秒とする。</p> <p>v) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとする。</p> <p>vi) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>vii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 2. 2. 2 図に示す。「1 次主循環ポンプトリップ」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1 次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の被覆管最高温度は約 630℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。炉心の冷却材最高温度は約 620℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。また、炉心の燃料最高温度は約 1, 800℃にとどまる。</p> | <p>解析の条件設定の方針に基づき、設計値等の現実的な条件を用いたものである。以下同じ。</p> <p>1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</p> <p>また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1, 794℃、540℃及び 531℃とする。</p> <p>2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0. 7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</p> <p>3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。</p> <p>5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4. 2 秒とする。</p> <p>7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1. 4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0. 8 秒とする。</p> <p>8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 1. 2 図に示す。</p> <p>外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1. 2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4. 2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。</p> <p>外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプのトリップ後は、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                                       | 変更後  |
|---|--|
| <p>以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p><u>次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。</u></p> <p><u>燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 630℃及び約 620℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p>以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p><u>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</u></p> <p><u>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。</u></p> <p><u>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。</u></p> <p><u>ドップラ係数           :   燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。</u></p> <p><u>燃料温度係数           :   ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。</u></p> <p><u>被覆管温度係数       :   被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>冷却材温度係数       :   冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>a. 放射性物質等の原子炉容器内保持</p> <p>i) 起因過程の評価</p> <p>a) 解析条件</p> <p>計算コードSAS4Aにより解析する。</p> <p>1) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれるものとする。</p> <p>2) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。</p> | <p><u>ラップ管温度係数</u> : <u>ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>炉心支持板温度係数</u> : <u>本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。</u></p> <p><u>解析結果を第4.3.3.1.3図に示す。</u></p> <p><u>後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。しかし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約630℃及び約620℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約460℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p><u>以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>i) 起因過程の解析</p> <p><u>事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。</u></p> <p>a. 解析条件</p> <p><u>SAS4Aにおける解析体系を第4.3.3.1.4図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>炉心領域の全集合体を33のチャンネル(以下「SAS4Aチャンネル」という。)で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第4.3.3.1.5図に示す。</u></p> <p>2) <u>原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></p> <p>3) <u>一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約10%が確保されるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第4.3.3.1.6図に示す。</u></p> <p>4) <u>何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。</u></p> <p>5) <u>ドプラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数(ナトリウムボイド反応度)及び構造材密度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。</u></p> <p>6) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定とし</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>3) <u>照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃料インベントリの大きい炉心燃料集合体に置き換える。</u></p> <p>b) <u>解析結果</u><br/> <u>解析結果を第 4. 2. 2. 3 図に示す。</u><br/> <u>外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故においては、1次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少し、出力／流量比の高い集合体で冷却材が沸騰し、燃料の破損に至るが、冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、即発臨界を超えることはない。</u></p> | <p><u>て計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>7) <u>炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。</u></p> <p>8) <u>照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。</u></p> <p>9) <u>燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。</u></p> <p>10) <u>ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。</u></p> <p>b) <u>解析結果</u><br/> <u>解析結果を第 4. 3. 3. 1. 7 図及び第 4. 3. 3. 1. 8 図に示す。</u><br/> <u>本評価事故シーケンスにおいては、1次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4. 3. 3. 1. 5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入される</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>ii) <u>遷移過程の評価</u></p> <p>a) <u>解析条件</u><br/>           計算コードS I M M E R - III<sup>(9)</sup>により解析する。</p> <p>1) <u>起因過程の解析結果を初期条件とする。</u></p> <p>2) <u>起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは、ラップ管が破損する前とする。</u></p> <p>3) <u>放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。</u></p> | <p>ことで原子炉出力は低下する。時刻約 71.7 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。約 70 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 1 チャンネル（チャンネル 12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。</p> <p><u>起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値から約 10℃上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。</u></p> <p><u>以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。</u></p> <p>ii) <u>遷移過程の解析</u><br/> <u>起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コードS I M M E R - IVにより解析する。</u></p> <p>a) <u>解析条件</u><br/> <u>S I M M E R - IVにおける解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - IVにおける初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。</u></p> <p>2) <u>起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。</u></p> <p>3) <u>低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。</u></p> <p>4) <u>空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。</u></p> <p>5) <u>原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシ</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>b) 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 2. 2. 4 図から第 4. 2. 2. 6 図に示す。</p> <p>本事象においては、炉心での冷却材流量が定格流量の約 10%まで低下するため、炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。その後、未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。このため、反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融する。全炉心規模での燃料溶融後は制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出によって深い未臨界状態となるが、ここでは制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出を保守的に無視した解析を行った。その結果、反応度が 1\$を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約 5, 110℃である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。</p> | <p><u>ユの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。</u></p> <p>6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約 10%流量を再現するように入口圧力を設定する。</p> <p>7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。</p> <p>8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。</p> <p>9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）とする。</p> <p>10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 1. 11 図から第 4. 3. 3. 1. 13 図に示す。</p> <p>遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融ステイール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 129 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻 131 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 3, 700℃である。これらの事象推移における炉</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>iii) 再配置・冷却過程の評価</p> <p>a) 解析条件<br/>計算コード Super-COPD 及び FLUENT<sup>(10)、(11)</sup> により解析する。</p> | <p>心内の物質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。</p> <p><u>この時に発生するスティール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-200\$未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスティールが堆積しており、短時間で熔融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスティール (以下「残留炉心物質」という。) において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。</u></p> <p>iii) 再配置・冷却過程の解析</p> <p><u>起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束 (反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行) した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の熔融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の熔融と炉心領域からの流出挙動 (損傷炉心物質の量及び形態) の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。</u></p> <p><u>エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面 (炉心構造物を支持する水平構造物の上面) 及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。</u></p> <p>a) 解析条件</p> <p><u>下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造物等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール (炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象) 及び伝熱計算モデル (材料</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>1) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。</p> <p>2) 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は炉心インベントリの70%とする。</p> <p>3) 下部プレナムに移行した熔融燃料は、冷却材中でクエンチ・微粒化して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。</p> | <p>照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象) で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から5) に共通的な解析条件等を、6) から11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。</p> <p>1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。</p> <p>2) 核分裂による発熱は考慮しない。</p> <p>3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。</p> <p>4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を基に、燃料の損傷・熔融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。</p> <p>5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した熔融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面(炉心構造物を支持する水平構造物の上面)及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400<math>\mu</math>m、空隙率を0.6とする。</p> <p>6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未熔融又は再固化した燃料と熔融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再熔融する。熔融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の熔融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの30%とする。</p> <p>7) 本評価事故シーケンスの遷移過程の基本ケースでは、事象の開始から約130秒後に炉心領域から熔融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>b) 解析結果</p> <p><u>1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却により、損傷炉心は長期にわたって安定的に冷却され、炉心内に残留した燃料及び炉</u></p> | <p>状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 130 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 420℃、約 420℃及び 350℃とする。</p> <p>8) <u>6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。</u></p> <p>9) <u>炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 130 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500℃並びに炉心周辺領域は約 460℃とする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とスチールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。</u></p> <p>10) <u>大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物）による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見捨て、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、次節の iv. 機械的応答過程において高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を SIMMER-IV で解析した結果によると、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。</u></p> <p>11) <u>機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確かさ影響の評価ケース①における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,110℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。</u></p> <p>b) 解析結果</p> <p><u>本評価事故シナシスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p data-bbox="519 191 1466 352">心部から放出されて原子炉容器底部等に移行した燃料は、原子炉容器内で保持される。なお、原子炉容器底部に生じる最大応力（一次応力）はSUS304ステンレス鋼のクリーブ破断特性と比較して小さく、原子炉容器が破損することはない。</p> <p data-bbox="457 1581 1338 1654">b. 原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響緩和<br/>i) 機械的エネルギーによるナトリウム噴出量の評価</p> | <p data-bbox="1754 191 2700 352">材温度の変化を第 4. 3. 3. 1. 15 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 500℃まで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550℃を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。</p> <p data-bbox="1783 369 2309 401">① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p data-bbox="1813 415 2700 804">炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリーブ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。</p> <p data-bbox="1783 821 2071 852">② 残留炉心物質の冷却</p> <p data-bbox="1813 867 2700 1209">炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 50%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。</p> <p data-bbox="1783 1226 2309 1257">③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p data-bbox="1813 1272 2700 1524">材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。</p> <p data-bbox="1709 1541 2021 1572">iv. 機械的応答過程の解析</p> <p data-bbox="1709 1587 2700 1921">機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等（以下「回転プラグ」という。）の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>a) <u>解析条件</u><br/> <u>計算コードSIMMER-IV<sup>(12)</sup>、AUTODYN<sup>(13)</sup>及びPLUG<sup>(14)</sup>により解析する。</u></p> <p>1) <u>機械的エネルギーを高め評価する観点から、炉心損傷後の膨張過程の解析では、炉心の下端及び径方向外端は剛体として扱う。</u></p> <p>2) <u>遷移過程の解析結果を初期条件とする。</u></p> <p>3) <u>遷移過程の解析結果を引継ぐタイミングは、炉心平均燃料温度が最大値に到達した時点とする。</u></p> <p>4) <u>機械的エネルギーの定義は、上部プレナムのナトリウムが圧力源から受ける外部仕事とする。</u></p> | <p><u>定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。</u></p> <p>a. <u>解析条件</u><br/> <u>高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をSIMMER-IVで解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第4.3.3.1.16図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答をAUTODYNで解析する。AUTODYNにおける解析体系を第4.3.3.1.17図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出をPLUGで解析する。PLUGにおける解析体系を第4.3.3.1.18図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。</u></p> <p>2) <u>SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スティール温度は、「i）基本ケース ii．遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ3,700℃及び1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スティール温度も示した。</u></p> <p>3) <u>炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。</u></p> <p>4) <u>AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。</u></p> <p>5) <u>回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。</u></p> <p>6) <u>PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>b) 解析結果</p> <p>炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された溶融燃料と溶融スチールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約 3.6MJ である。機械的負荷によって炉心バレル構造物及び原子炉容器が水平方向に変形するが、原子炉冷却材バウンダリの健全性は損なわれない。また、安全容器側壁には作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は原子炉容器を下方へ変形させるものの、健全性は損なわれない。また、原子炉容器の下方への変形により安全容器底面には作用を及ぼさない。垂直上方向への機械的負荷は原子炉容器胴上部及び回転プラグの固定ボルトの変形によって吸収され、原子炉容器の健全性は損なわれない。回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、ボルトの健全性は損なわれず、回転プラグの気密性は確保され、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。</p> <p>ii) 噴出ナトリウムの熱的影響の評価</p> | <p>る。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見逃し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。</p> <p>7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>① 機械的エネルギーの発生</p> <p>即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から溶融燃料と溶融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は溶融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。</p> <p>② 原子炉容器の構造応答</p> <p>圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1%（弾性変形の範囲内）であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。</p> <p>③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動</p> <p>炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.1%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。</p> <p>以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。</p> <p>また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。</p> <p>v. 格納容器応答過程の解析</p> <p>機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。</p> <p>a. 解析条件</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>a) 解析条件</p> <p>計算コードCONTAIN-LMR<sup>(15)、(16)</sup>により解析する。</p> <p>1) <u>機械的エネルギーによるナトリウム噴出量の評価ではナトリウムが噴出することはないが、格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、230kgのナトリウムが噴出すると仮定する。</u></p> <p>2) <u>ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼を想定する。</u></p> <p>3) <u>ナトリウム-コンクリート反応では、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。</u></p> <p>4) <u>格納容器(床上)へ放出された核分裂生成物の全ての崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。</u></p> <p>5) <u>雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮のものとする。</u></p> <p>6) <u>水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応を考慮するものとする。</u></p> <p>b) 解析結果</p> <p>ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼、<u>プール状でコンクリートと反応する場合についてそれぞれ解析した。</u></p> <p><u>解析結果を第4.2.2.7図から第4.2.2.9図に示す。</u></p> <p>格納容器(床上)の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約0.92kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0.091MPa[gage])まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0.13MPa[gage])を超えない。</p> <p>格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約68℃まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えない。</p> <p>格納容器(床上)の水素濃度が最大となるのは、<u>プール状でコンクリートと反応する</u>ケースであり、最大水素濃度は約0.77vol%まで上昇するが、<u>可燃限界濃度の4vol%を下回る。</u></p> | <p>計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。<u>解析体系を第4.3.3.1.19図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>格納容器(床上)及び外気をモデル化する。</u></p> <p>2) <u>不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器(床上)へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて230kgのナトリウムが噴出すると仮定する。</u></p> <p>3) <u>ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。</u></p> <p>4) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を基に、希ガスのFPの100%、揮発性のFPの50%が格納容器(床上)へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。</u></p> <p>5) <u>格納容器(床上)圧力の初期値は0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は40℃とする。</u></p> <p>6) <u>雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮のものとする。</u></p> <p>7) <u>水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。</u></p> <p>8) <u>Cs-137の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器(床上)での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p><u>解析結果を第4.3.3.1.20図から第4.3.3.1.22図に示す。</u></p> <p>ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。</p> <p>格納容器(床上)の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約0.93kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0.092MPa[gage])まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0.13MPa[gage])を超えない。</p> <p>格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、<u>同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約68℃まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えない。</u></p> <p>格納容器(床上)の水素濃度が最大となるのは、<u>ナトリウム-コンクリート反応の</u>ケースであり、最大水素濃度は約0.76vol%まで上昇するが、<u>燃焼限界濃度の4vol%を下回る。</u></p> <p><u>また、格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉冷却材による除去率は90%、格納容器内から格納容器外への放出率は約0.083%、総放出量は約0.33TBq</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> | <p>となり、100TBq を十分に下回る。</p> <p>以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。</p> <p>以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>i. 起因過程の不確かさの影響評価</p> <p>起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。</p> <p>1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。</p> <p>2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。</p> <p>3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。</p> <p>4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。</p> <p>これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。</p> <p>起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
| (なし)                  | <p>時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体に増加しているが、そのうちの 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2) のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約 14% から約 17% 程度早くなったのに対して、1) FP ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約 4% 以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず 2 集合体のままである。</p> <p>(追加)<br/> ii. <u>遷移過程の不確かさの影響評価</u><br/> (省略)</p> <p>(追加)<br/> iii. <u>再配置・冷却過程の不確かさの影響評価</u><br/> (省略)</p> <p>(追加)<br/> iv. <u>機械的応答過程の不確かさの影響評価</u><br/> (省略)</p> <p>(追加)<br/> v. <u>格納容器応答過程の不確かさの影響評価</u><br/> (省略)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第4. 2. 2. 1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

第4. 3. 3. 1. 1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      |   |
|---|---|---|------|---|
|   |   | 常設設備  | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉トリップ信号発信                                 | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認                             | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生の判断                                     | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。  | —   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              |
| 代替トリップ信号発信                                  | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認                             | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。  | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 後備炉停止系スクラム(自動停止)確認                          | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。                                       | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                                     | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装  |
| 原子炉自動停止失敗の判断                                | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。  | —   | —    | —   |
| 原子炉手動停止                                     | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系                | —    | ① 関連する核計装                                   |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1次主冷却系(ポンプモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。                            | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) | —    | ① 関連するプロセス計装                                |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。           | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁                                   | —    | ① 原子炉保護系(アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          |

| 動作・判断・操作           | 手順  | 設備   |      |   |
|--------------------|---|--|------|---|
|                    |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉トリップ信号発信        | —   | —  | —    | ①原子炉トリップ信号「電源喪失」  |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認    | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。                     | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」<br>③核計装(線形出力系)        |
| 事故発生の判断            | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。   | —  | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」                       |
| 代替トリップ信号発信         | —   | —  | —    | ①代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」                                 |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認    | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。                          | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」<br>③核計装(線形出力系) |
| 後備炉停止系スクラム(自動停止)確認 | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。   | ①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系                    | —    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」<br>③核計装(線形出力系)  |
| 原子炉自動停止失敗の判断       | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。  | —  | —    | —   |
| 原子炉手動停止            | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装(線形出力系)   |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4. 3. 3. 1. 2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備   |      |   |
|---|---|--|------|---|
|   |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1 次主冷却系（ポンプモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。                | ① 1 次主冷却系<br>② 2 次主冷却系   | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1 次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、<br>② 2 次主冷却系冷却材流量            |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1 次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） | —    | ①原子炉カバーガス圧力計<br>②燃料破損検出系  |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁                                      | —    | ①原子炉保護系（アイソレーション）<br>②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.2.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    | 備考 |     |     |   |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 |    | 120 | 180 | 240   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断     | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認      | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。<br>・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。         |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                                     | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。                |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・1次主冷却系 (ボニーモータ低速運転) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) に異常等がないことを確認する。                                     |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。                                    |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認                              | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

変更後

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

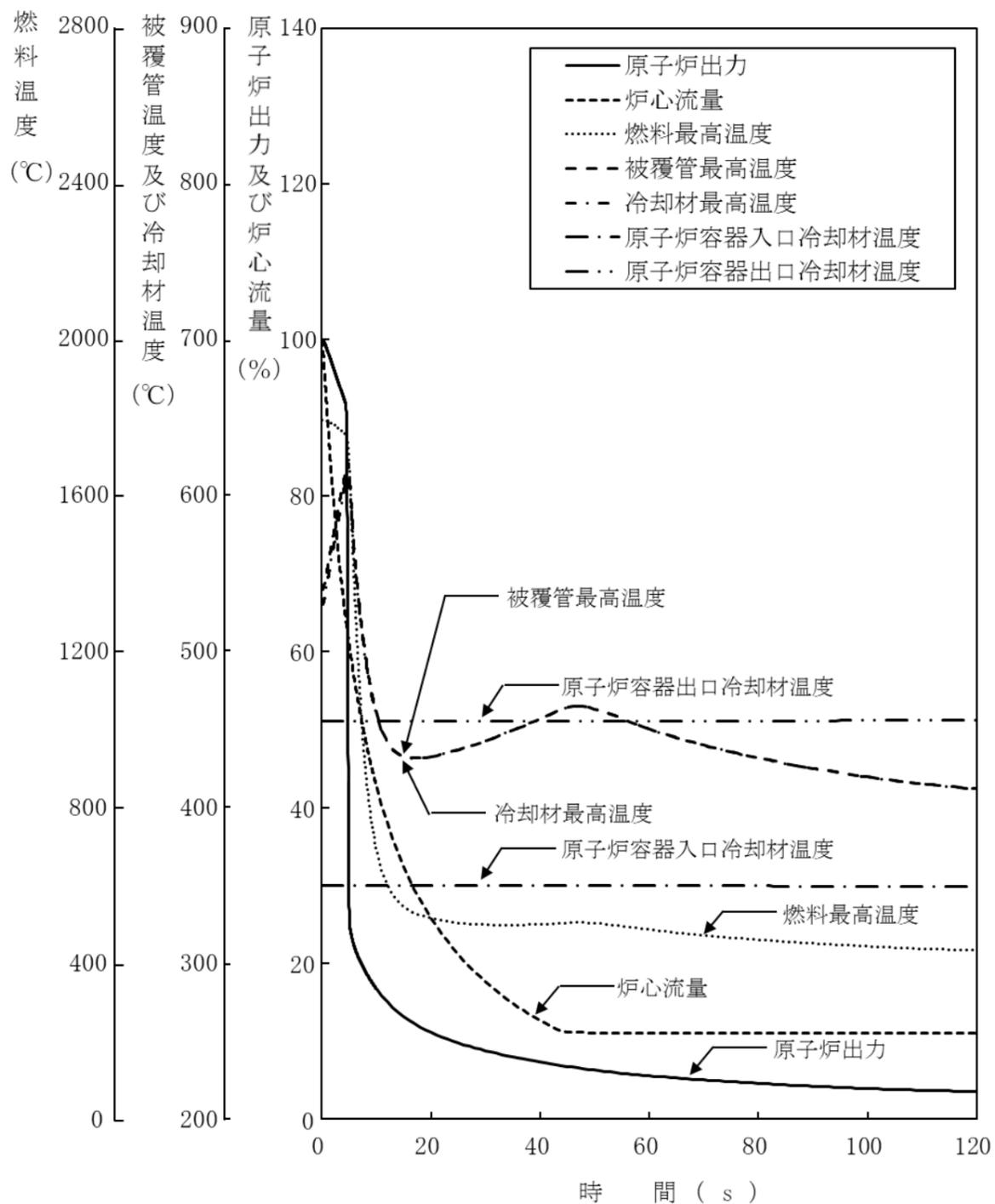
| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    | 備考 |     |     |  |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 |    | 120 | 180 | 240  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮                                       | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断 | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認  | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。           |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                            | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                                 | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |
| 自主対策       | 運転員B、C                | 2<br>・1次主冷却系流量増大                              | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。   |

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    | 備考 |     |     |  |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 |    | 120 | 180 | 240  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・1次主冷却系 (ボニーモータ低速運転) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) に異常等がないことを確認する。  |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認<br>・格納容器手動アイソレーション           | [Gantt chart showing activity from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。<br>・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系 (アイソレーション) が動作する。<br>・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

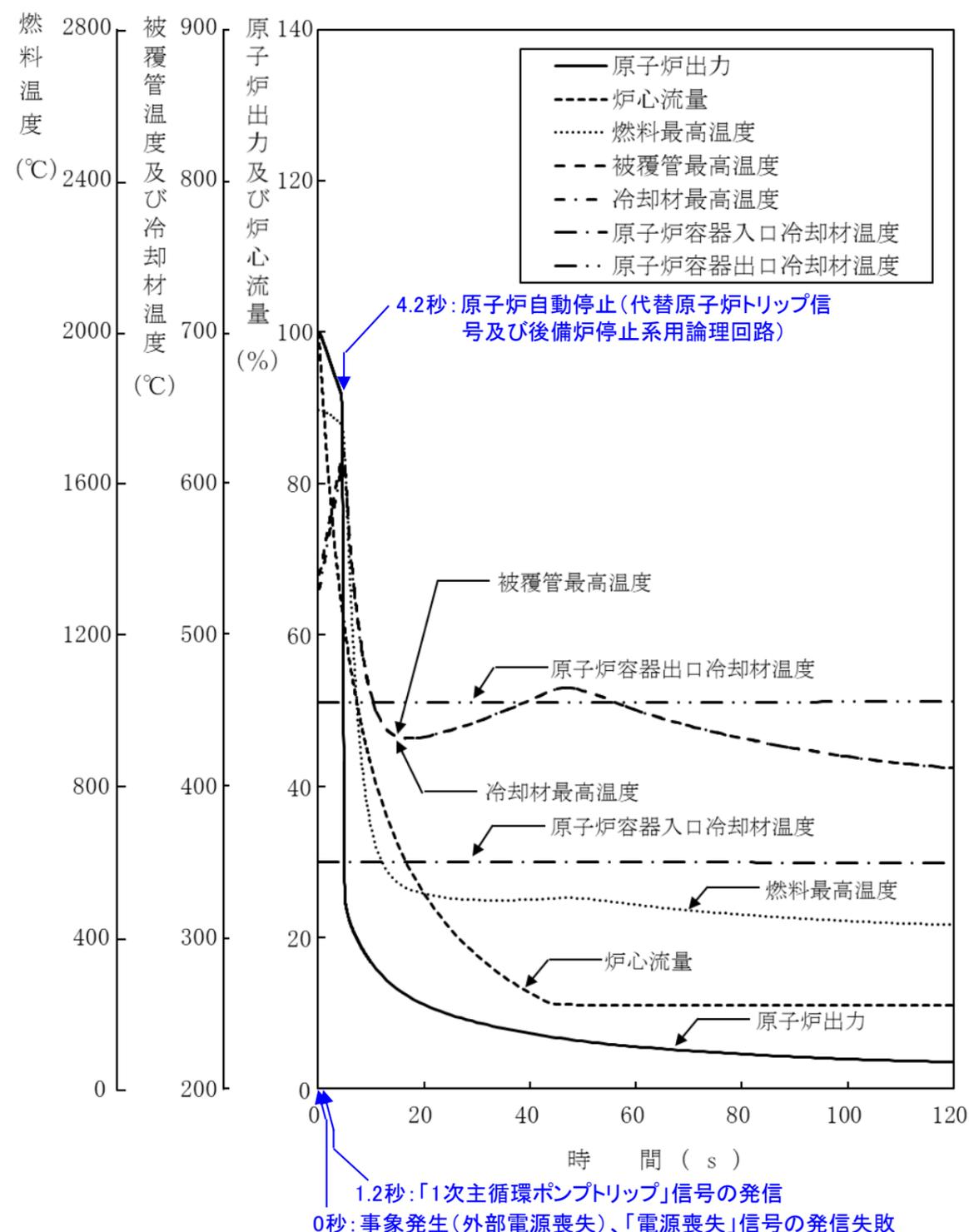
| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>第 4. <u>2.2.1</u> 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)</p> | <p>第 4. <u>3.3.1.1</u> 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 2. 2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

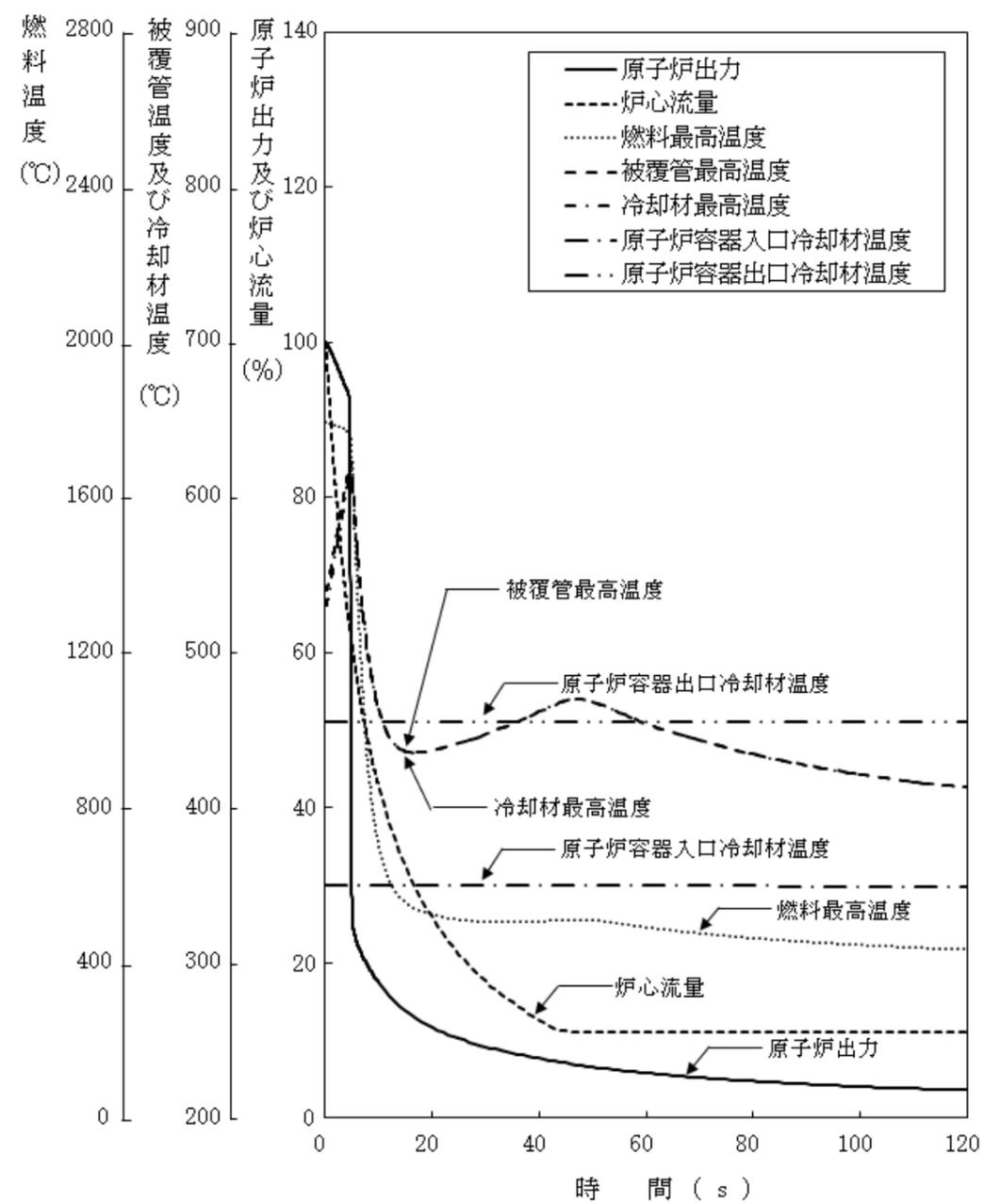
変更後



第 4. 3. 3. 1. 2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

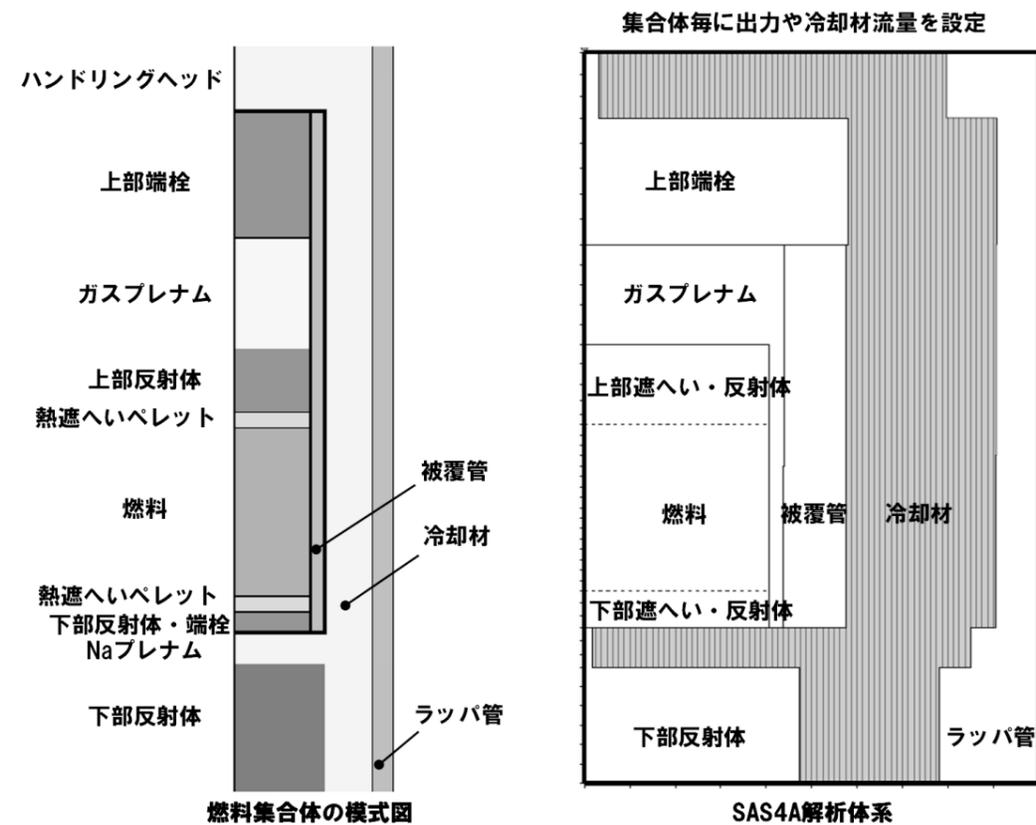
変更後



第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

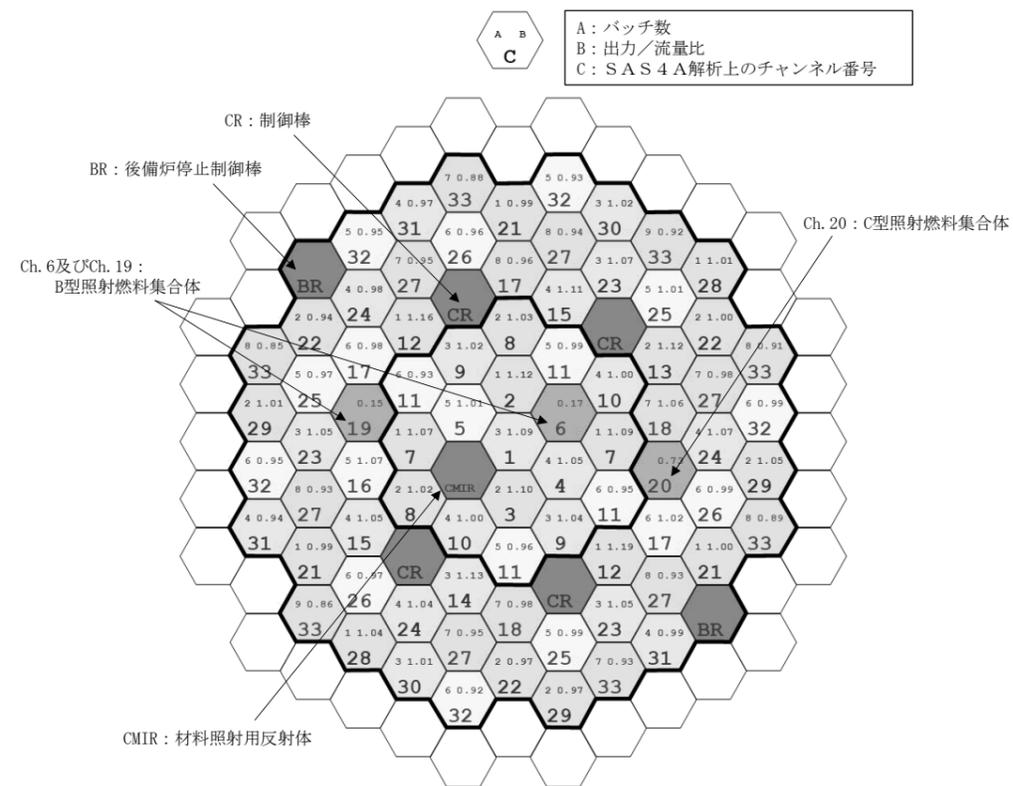
変更後



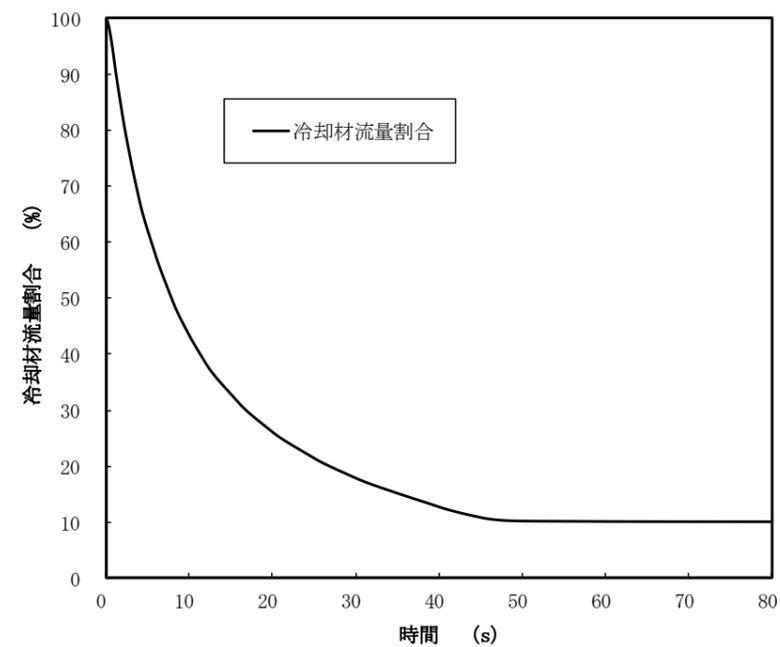
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS 4 A における解析体系

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4.3.3.1.5 図 SAS 4 A の解析におけるチャンネルの配置図



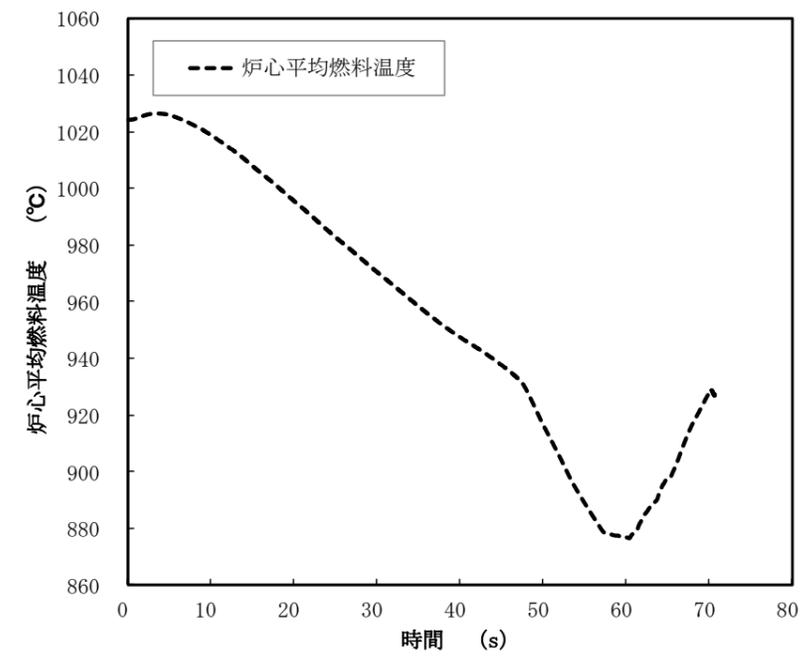
第 4.3.3.1.6 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

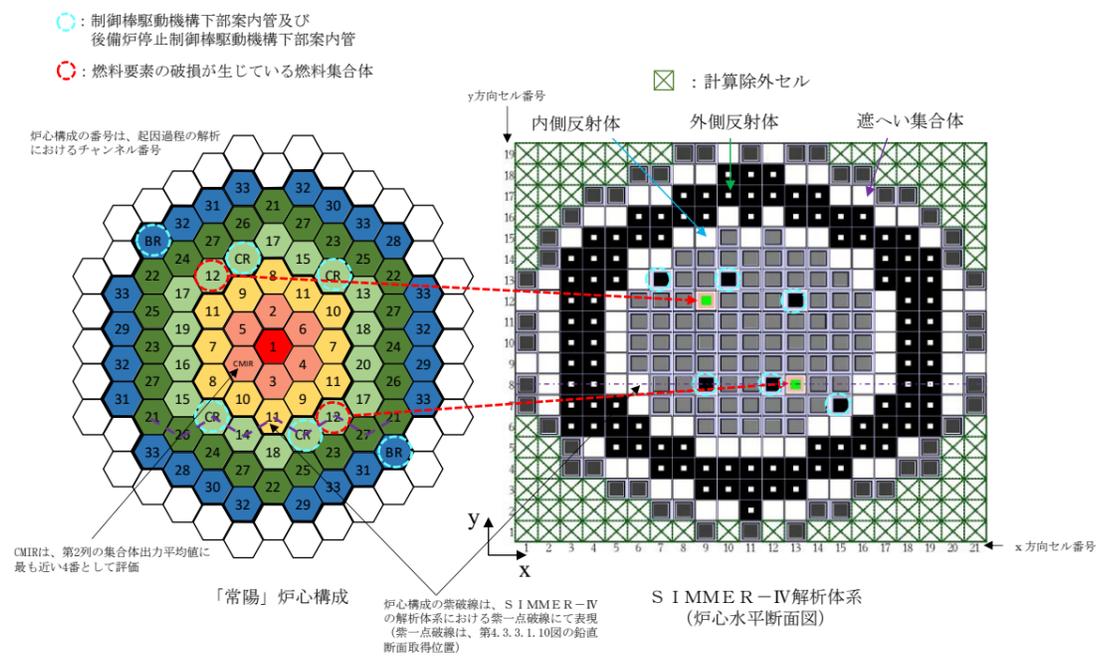
変更後

第 4. 2. 2. 3 図 起因過程における出力及び反応度履歴 (省略)

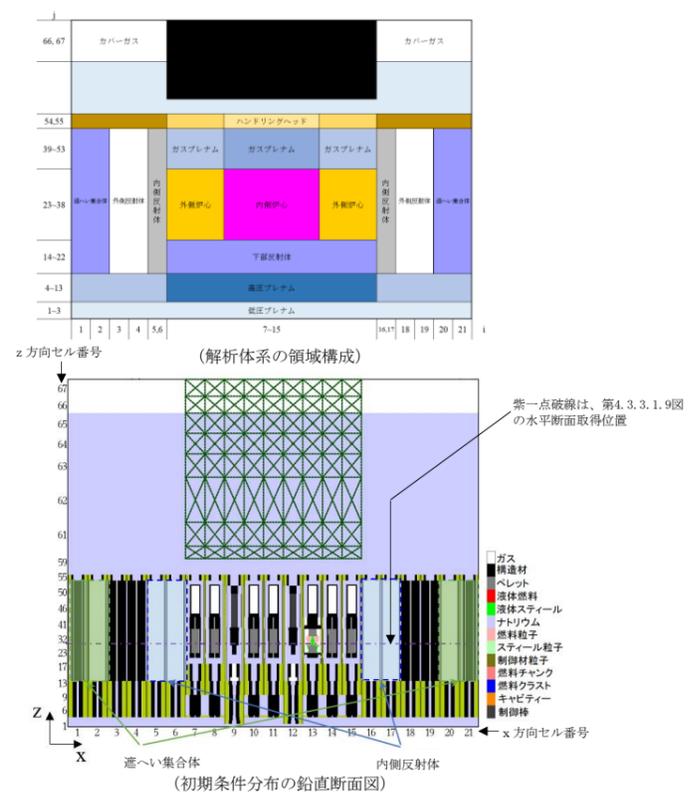
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴 (変更なし)



第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴

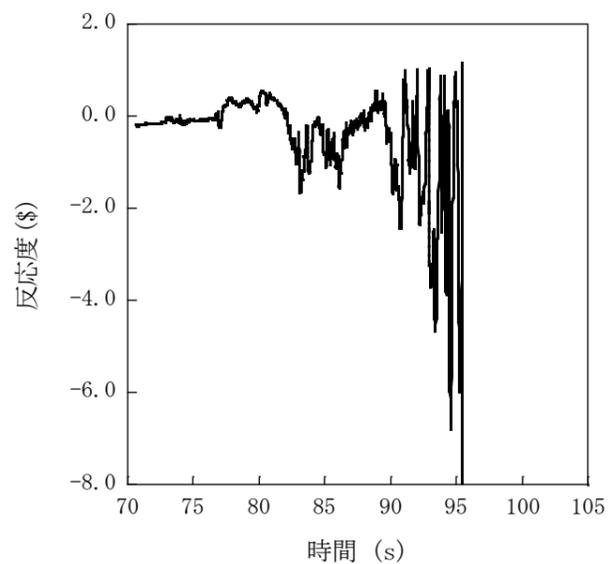


第4.3.3.1.9図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)

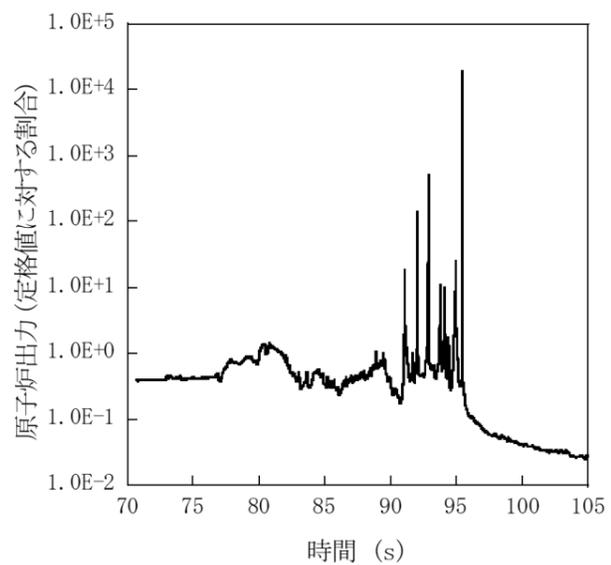


第4.3.3.1.10図 SIMMER-IVにおける初期物質分布

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

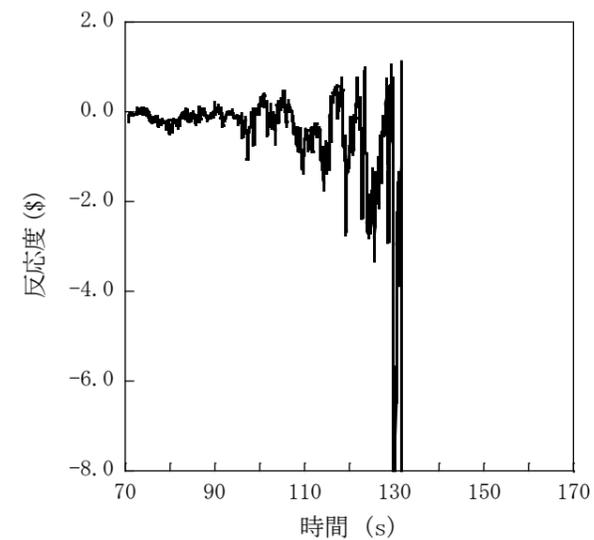


第 4. 2. 2. 4 図 遷移過程における反応度履歴

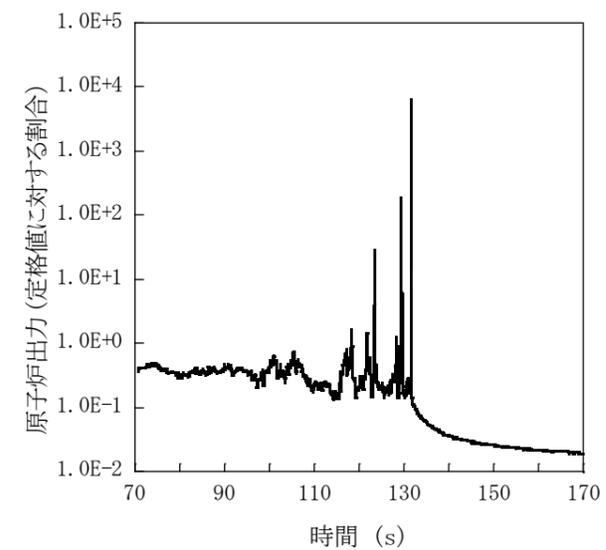


第 4. 2. 2. 5 図 遷移過程における出力履歴

変更後

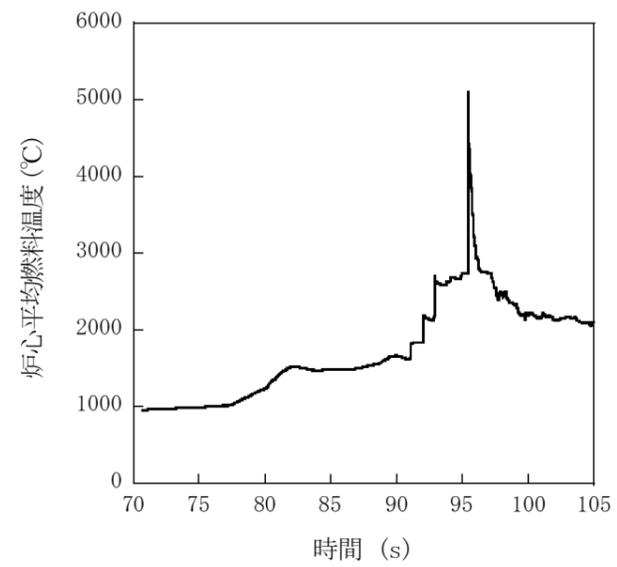


第 4. 3. 3. 1. 11 図 遷移過程における反応度履歴



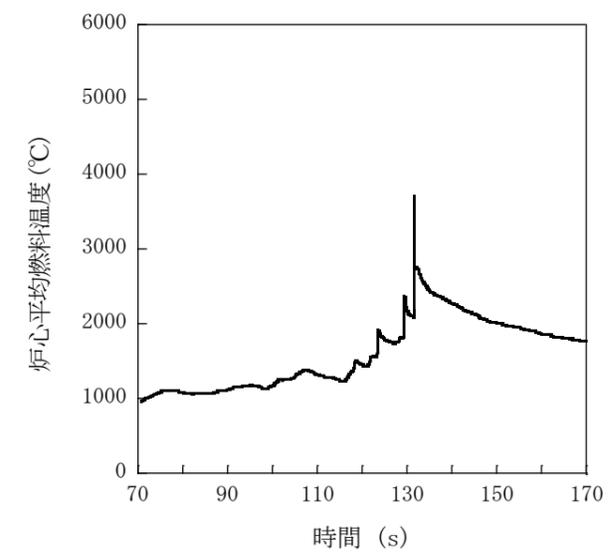
第 4. 3. 3. 1. 12 図 遷移過程における原子炉出力履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 2. 6 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴

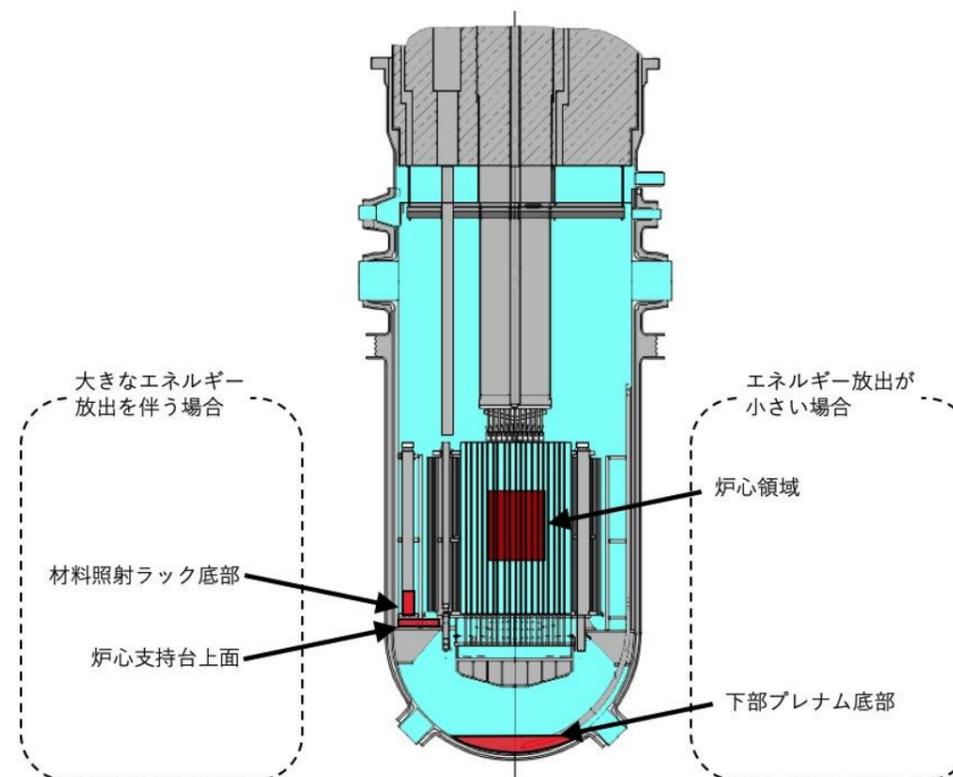
変更後



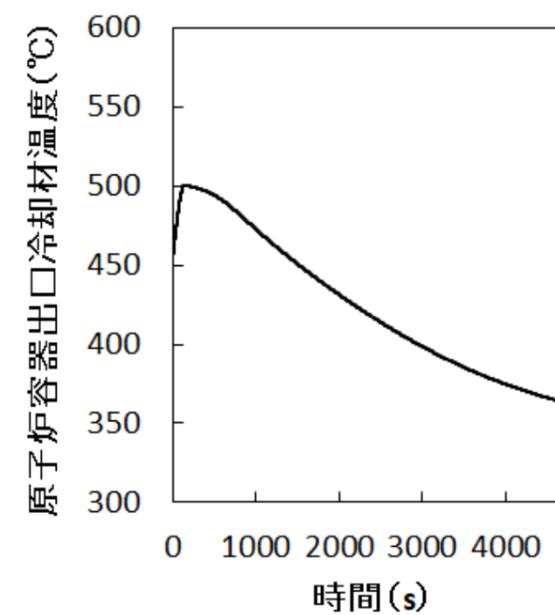
第 4. 3. 3. 1. 13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



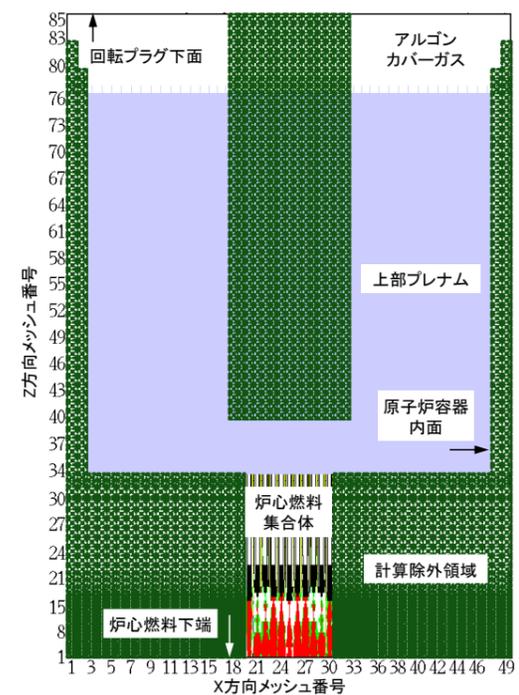
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



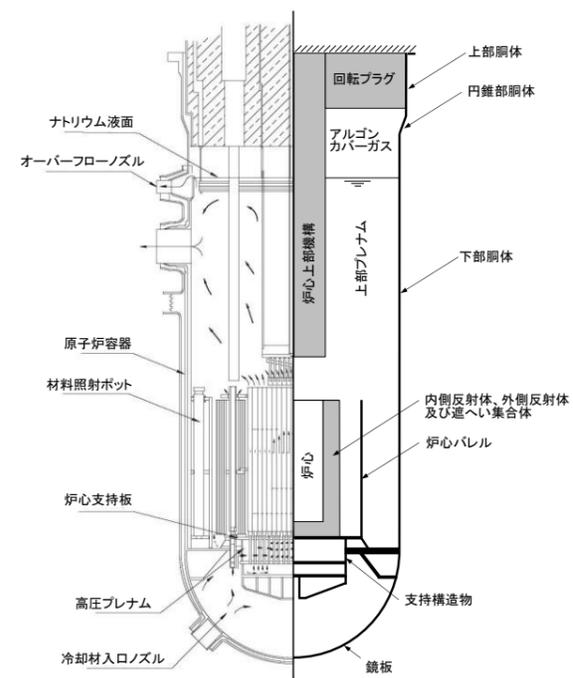
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



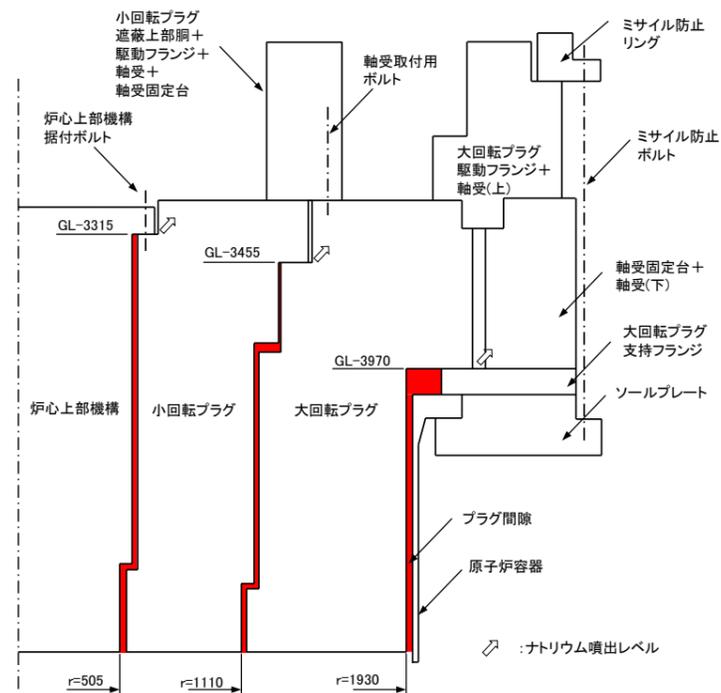
第 4.3.3.1.16 図 S I M M E R - I V における解析体系 (機械的応答過程の解析)



第 4.3.3.1.17 図 A U T O D Y N における解析体系

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

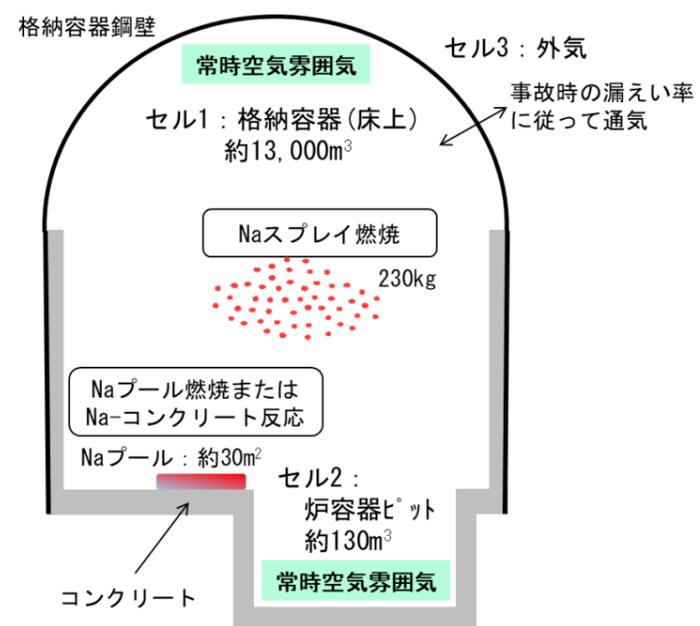
変更後



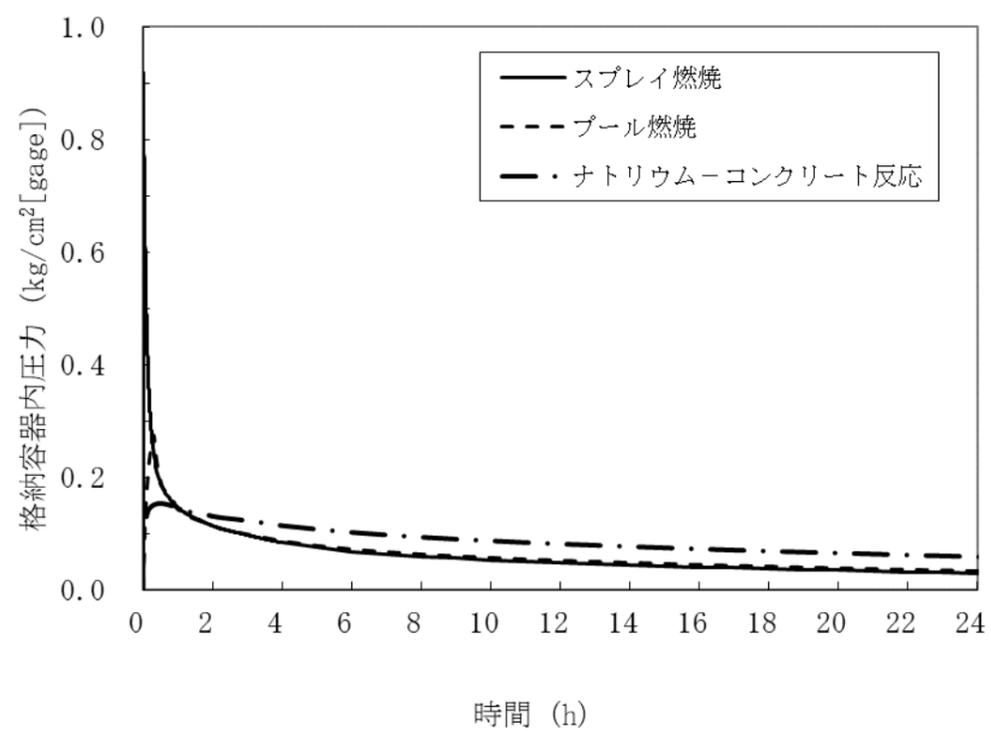
第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

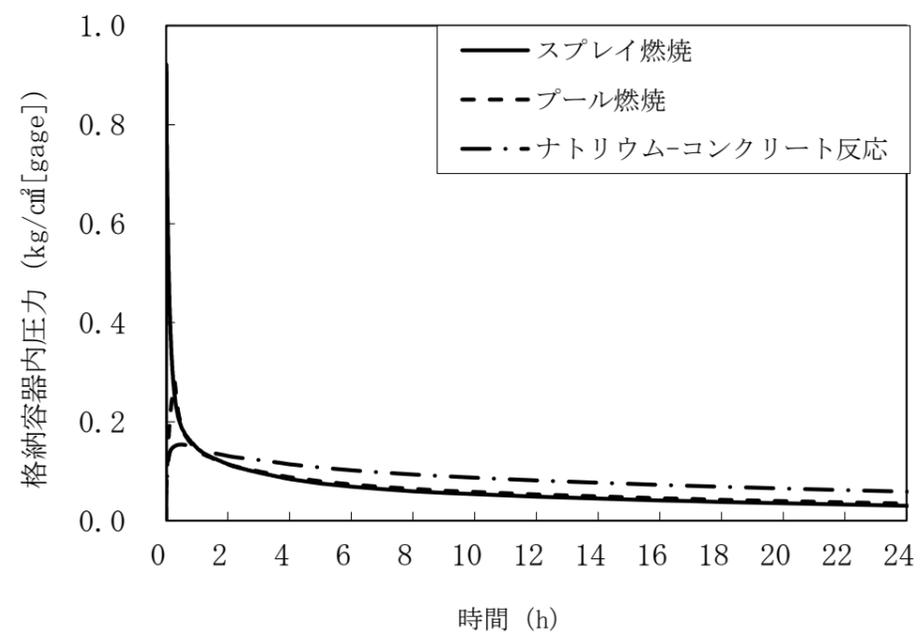
変更後



第4.3.3.1.19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系

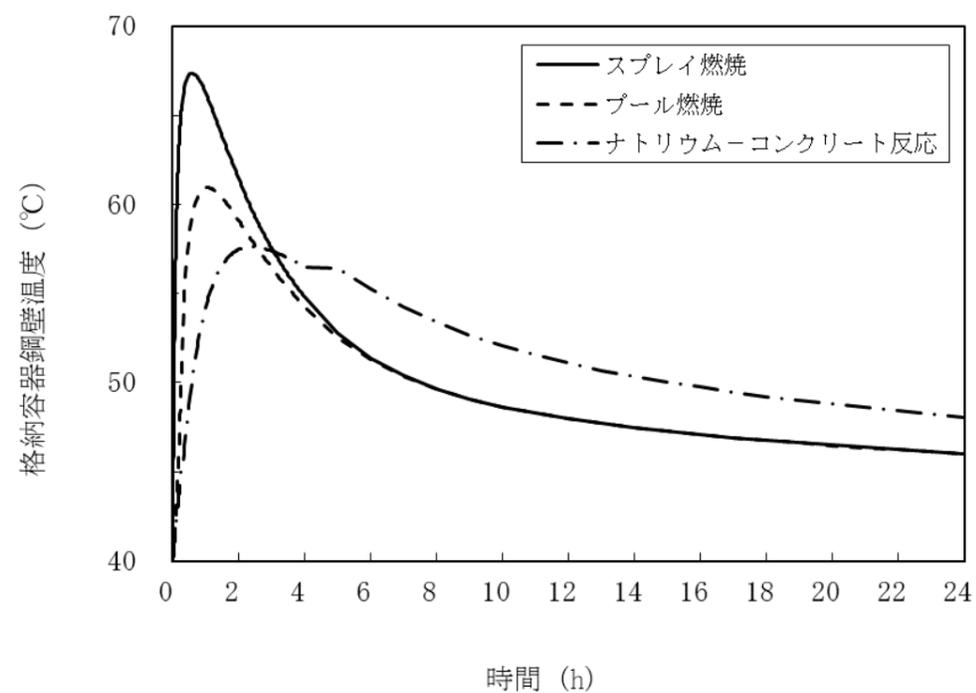


第4.2.2.7 図 格納容器内圧力の推移

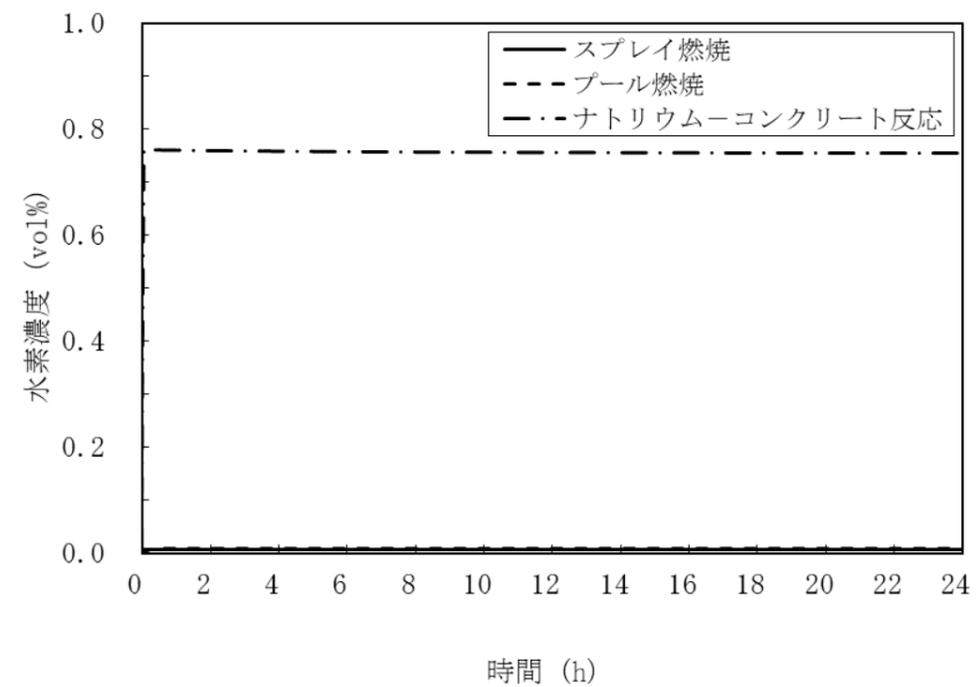


第4.3.3.1.20 図 格納容器内圧力の推移

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

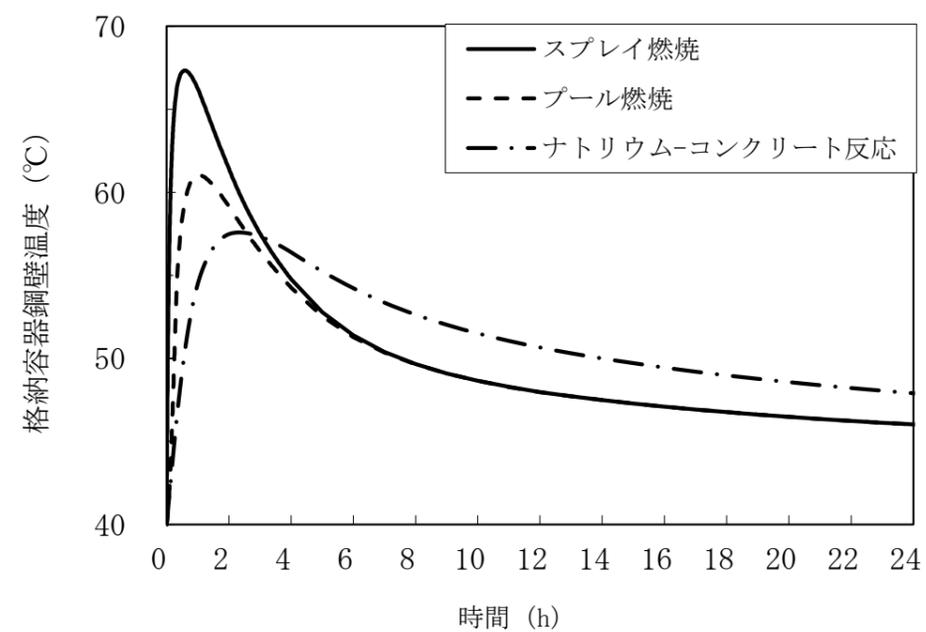


第 4.2.2.8 図 格納容器鋼壁温度の推移

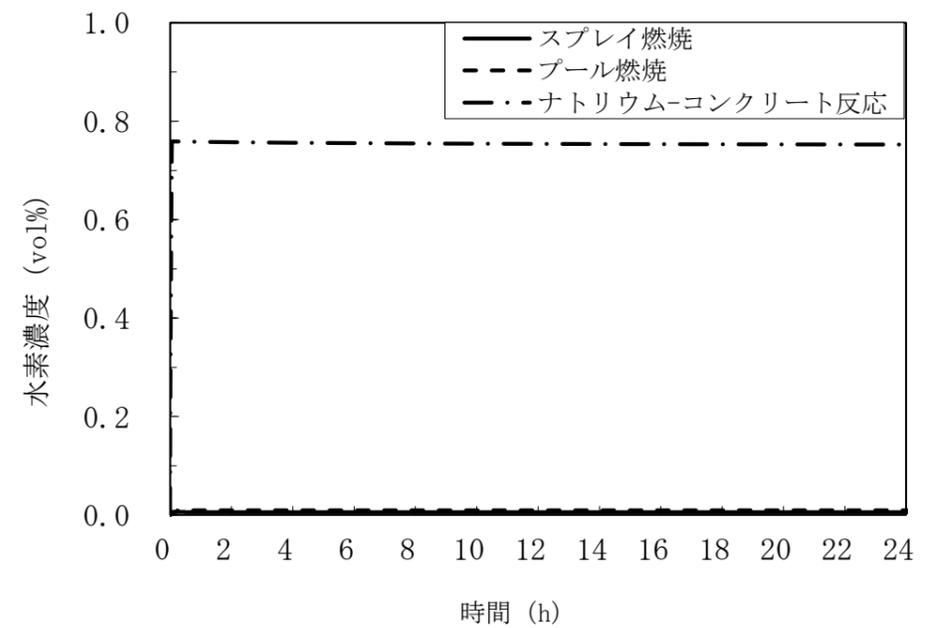


第 4.2.2.9 図 格納容器内水素濃度の推移

変更後



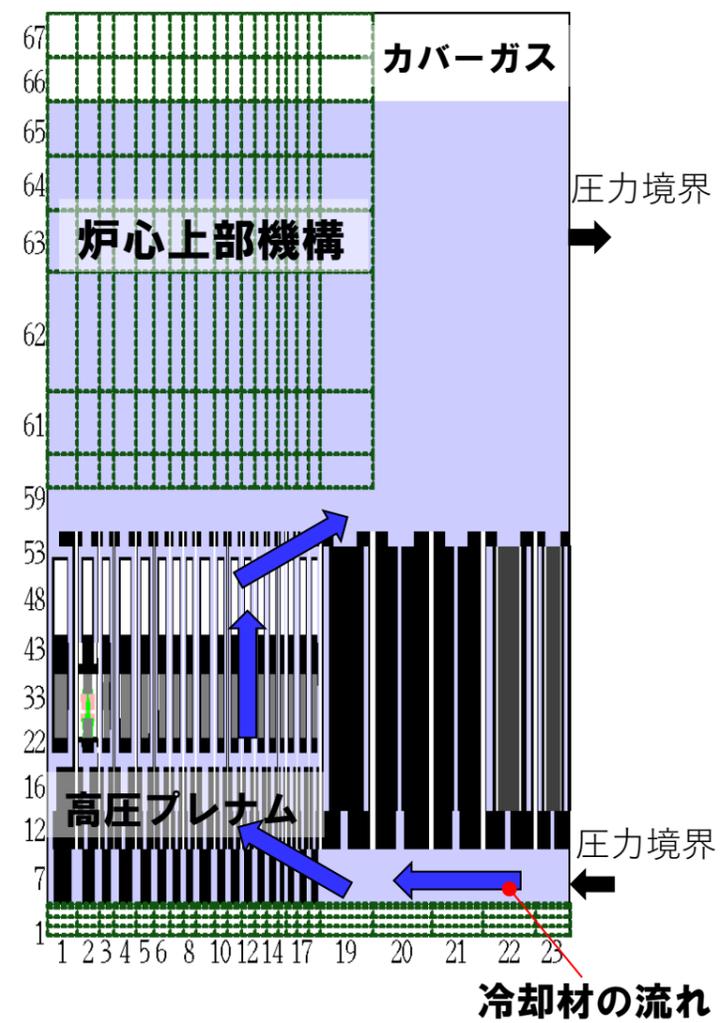
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

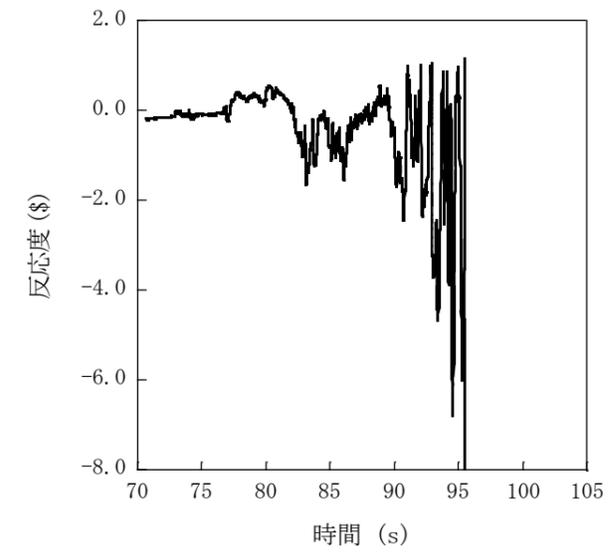
変更後



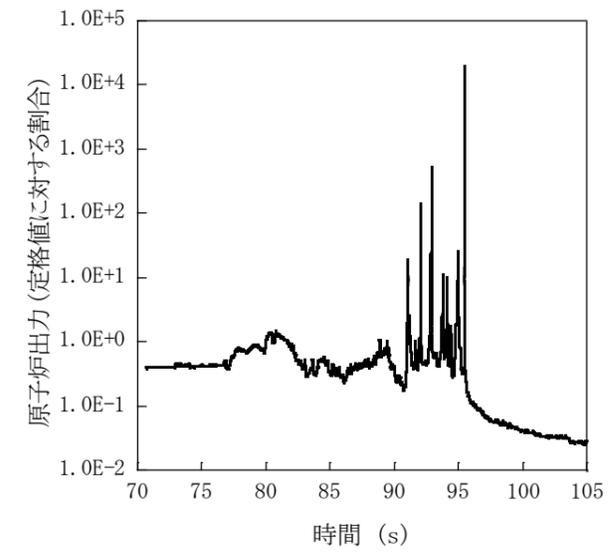
第 4. 3. 3. 1. 23 図 SIMMER-IIIにおける解析体系

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



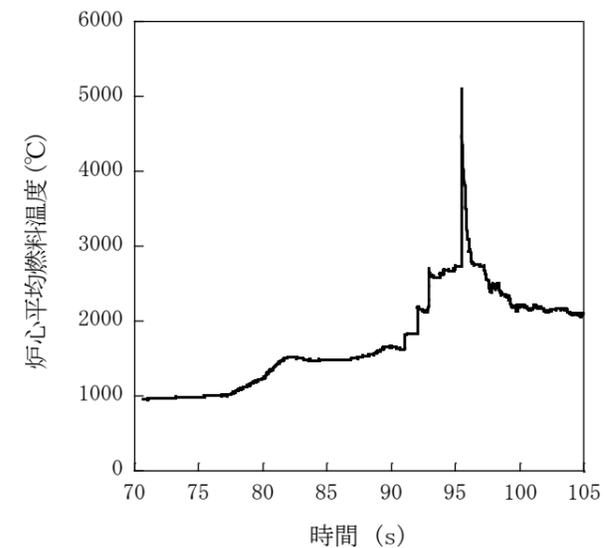
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



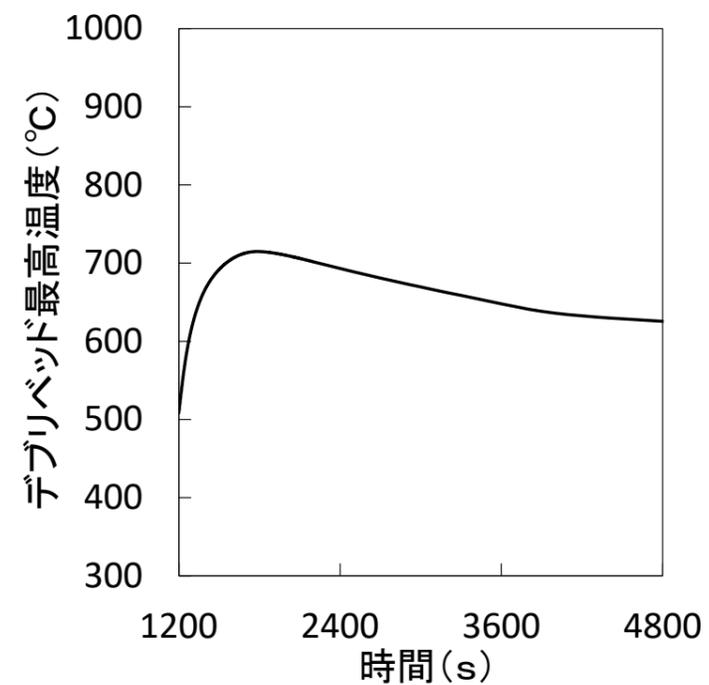
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

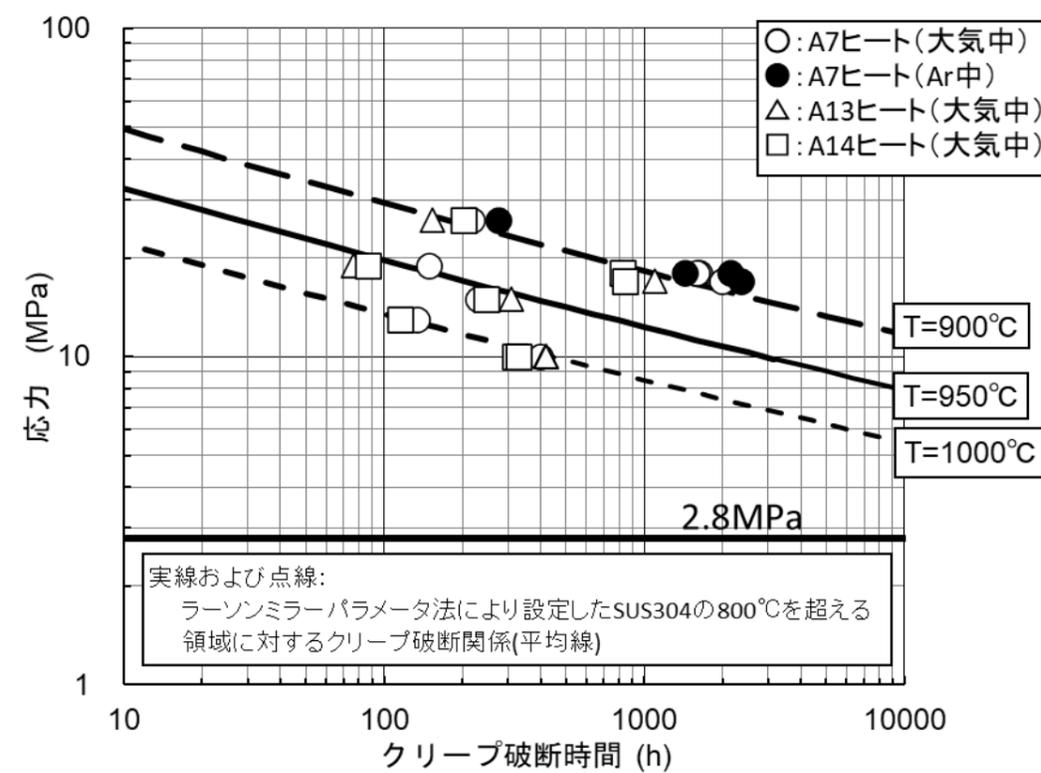
変更後



第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



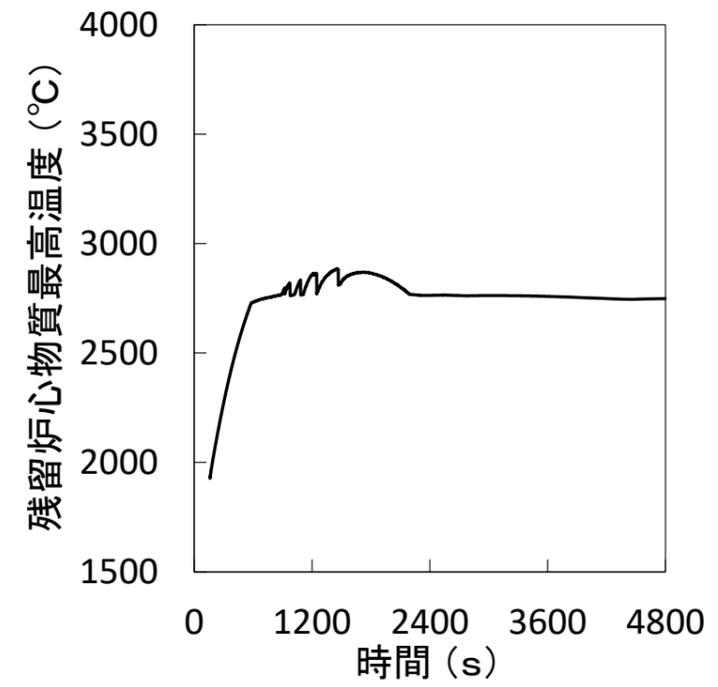
第4.3.3.1.27図 デブリベッド最高温度の履歴



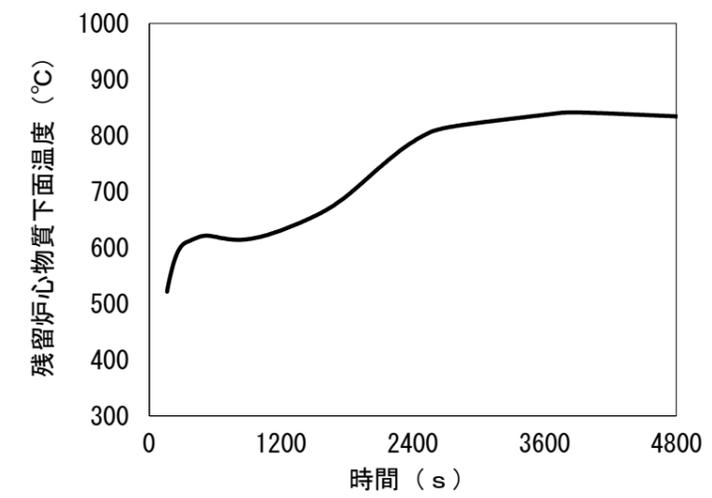
第4.3.3.1.28図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



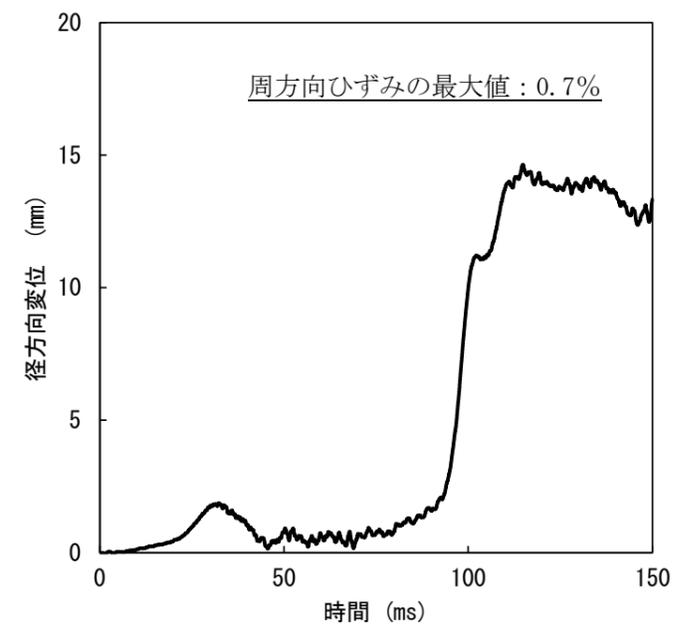
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



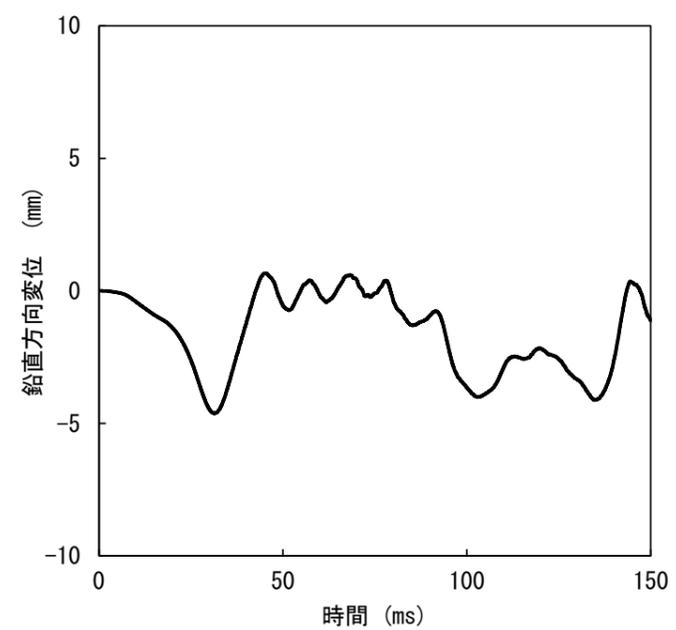
第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

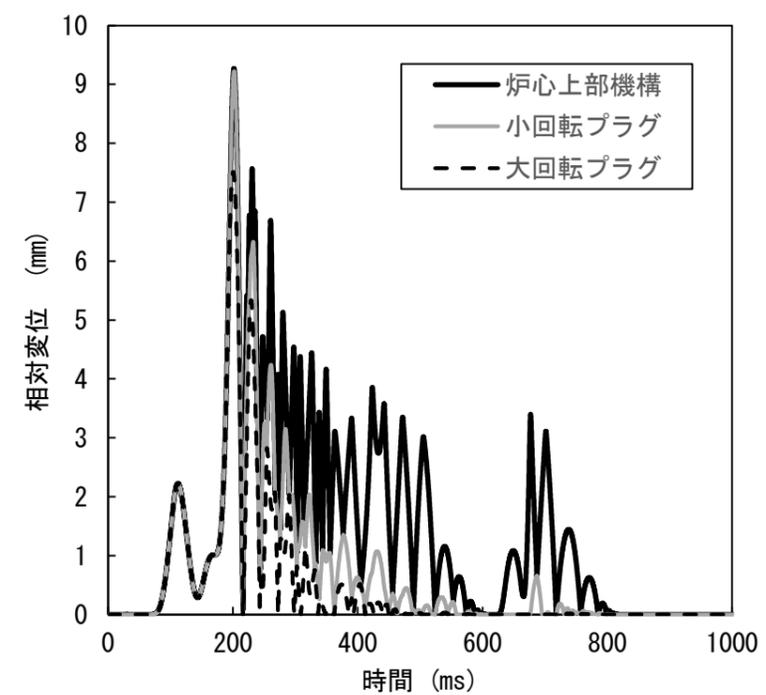


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

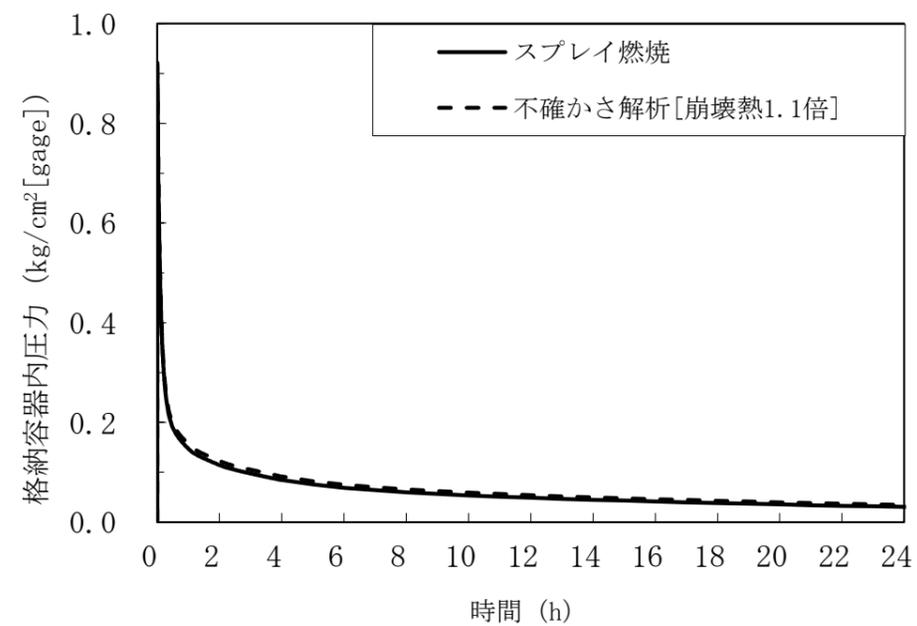
第 4. 3. 3. 1. 31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



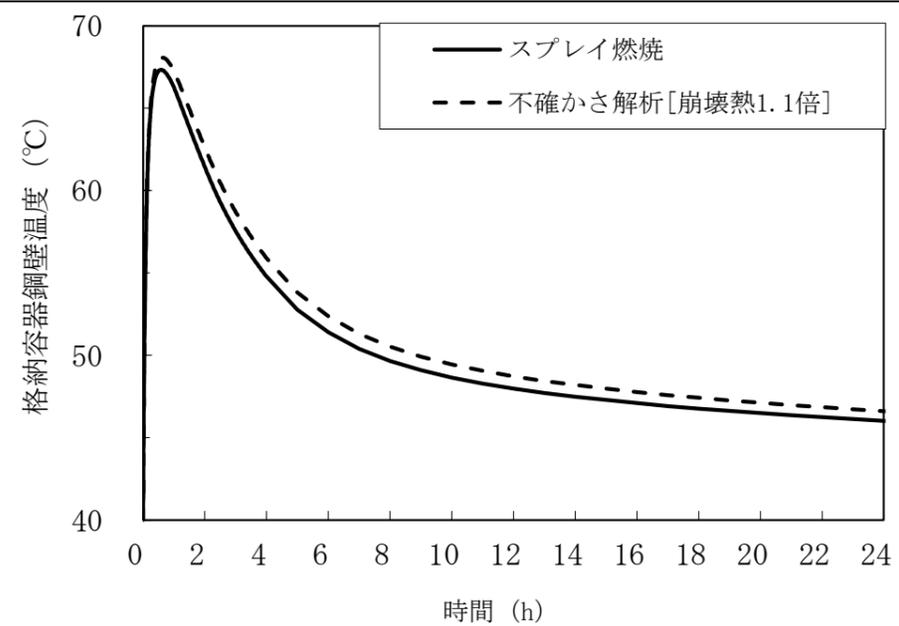
第 4.3.3.1.32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



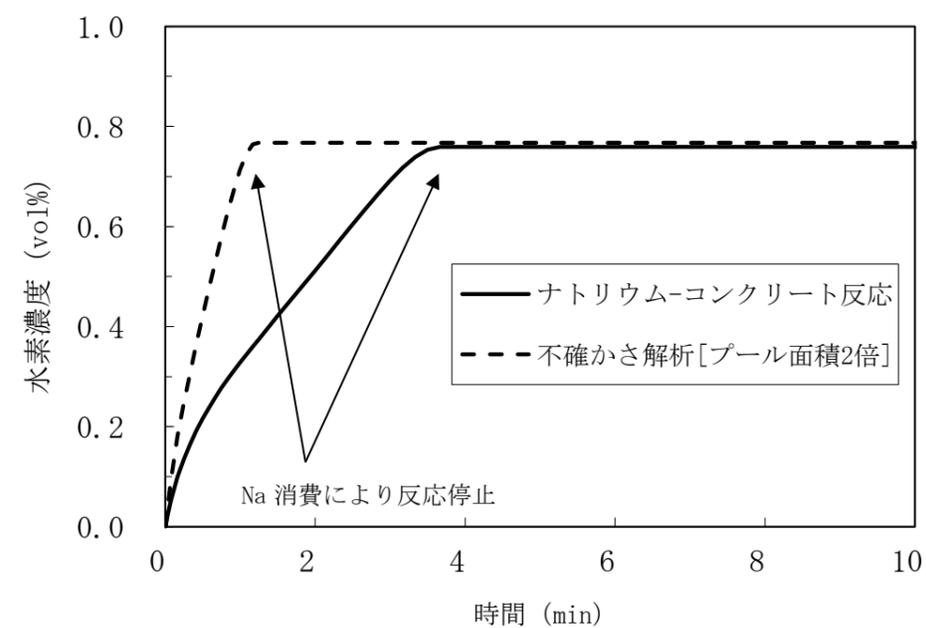
第 4.3.3.1.33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 1. 34 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 1. 35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4. 2. 3 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>したがって、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、<u>後備炉停止系用論理回路による原子炉停止機能がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 2. 3. 1図に示す。<u>本事象において多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</u></p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡</p> | <p>4. 3. 3. 2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 3. 3. 2. 1図に示す。<u>本評価事故シーケンスにおいて多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</u></p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>大の防止を目的とする。</p> <p>a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。</p> <p>b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>e. 異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。<u>なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.3.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.3.2表に示す。</p> | <p>大の防止を目的とする。</p> <p>a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。</p> <p>b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>e. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb. ~ d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.2.1表及び第4.3.3.2.2表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.2.3表及び第4.3.3.2.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は4名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定におい</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p><u>本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置は「4. 2. 2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 2. 2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p>上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷<u>及び格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> | <p><u>て、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p><u>(i) 炉心損傷防止措置</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p>上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷<u>は防止される。</u></p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p>上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                       |   |   |      |   | 変更後                          |   |  |      |  |
|---|---|---|------|---|------------------------------|---|--|------|--|
| 第4.2.3.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等      |   |   |      |   | 第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等 |   |  |      |  |
| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      |   | 動作・判断・操作                     | 手順  | 設備   |      |  |
|   |   | 常設設備  | 可搬設備 | 計装設備  |                              |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉トリップ信号発信                                 | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉トリップ信号発信                  | —   | —  | —    | ①原子炉トリップ信号「電源喪失」                                       |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認                             | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 | 原子炉スクラム(自動停止)確認              | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。                     | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」<br>③核計装(線形出力系)       |
| 事故発生の判断                                     | ・ 「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。   | —   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              | 事故発生の判断                      | ・ 「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。  | —  | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」                      |
| 後備炉停止系スクラム(自動停止)確認                          | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。                                       | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                                     | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装  | 後備炉停止系スクラム(自動停止)確認           | ・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を核計装(線形出力系)等の監視により確認する。                      | ①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系                    | —    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」<br>③核計装(線形出力系) |
| 原子炉自動停止失敗の判断                                | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。  | —   | —    | —   | 原子炉自動停止失敗の判断                 | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。  | —  | —    | —  |
| 原子炉手動停止                                     | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系                | —    | ① 関連する核計装                                   | 原子炉手動停止                      | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装(線形出力系)  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。                            | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉手動停止                      | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装(線形出力系)  |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉手動停止                      | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装(線形出力系)  |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。                      | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁                                   | —    | ① 原子炉保護系(アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          | 原子炉手動停止                      | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装(線形出力系)  |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第4.3.3.2.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                    | 手順   | 設備   |      |   |
|---|--|--|------|---|
|   |  | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。                  | ①1次主冷却系<br>②2次主冷却系   | 二    | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量                    |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ①1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） | 二    | ①原子炉カバーガス圧力<br>②燃料破損検出系   |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁                                    | 二    | ①原子炉保護系（アイソレーション）<br>②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.2.3.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 手順の項目      | 要員（名）<br>（作業に必要な要員数） | 手順の内容   | 経過時間（分）  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | 備考  |
|------------|----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|---|
|            |                      |   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |  |   |
|            | 当直長                  | ・運転操作指揮   | [Gantt Chart showing time allocation for 5, 10, 15, 20, 25, 30, 60, 120, 180, 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  |   |
| 状況判断       | 運転員A                 | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断     | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「電源喪失」による原子炉保護系（スクラム）動作失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                 | 1<br>・後備炉停止系スクラム確認                                | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）を確認する。  |
| 状況判断       | 運転員A                 | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                 | 1<br>・原子炉手動停止                                     | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。              |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C               | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。   |
|            | 運転員D                 | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。                                  |
|            | 運転員A、E               | 2<br>・格納容器アイソレーション確認                              | [Gantt Chart]  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

第4.3.3.2.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 手順の項目    | 要員（名）<br>（作業に必要な要員数） | 手順の内容   | 経過時間（分）       |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | 備考   |
|----------|----------------------|---|---------------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|--|
|          |                      |   | 5             | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |  |  |
|          | 当直長                  | ・運転操作指揮                                       | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  |  |
| 状況判断     | 運転員A                 | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断 | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「電源喪失」による原子炉保護系（スクラム）動作失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置 | 運転員A                 | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認  | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。   |
| 状況判断     | 運転員A                 | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                            | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置 | 運転員A                 | 1<br>・原子炉手動停止                                 | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |
| 自主対策     | 運転員B、C               | 2<br>・1次主冷却系流量増大                              | [Gantt Chart] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。   |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4.3.3.2.4 表 格納容器防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)  |                              |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     | 備考 |   |
|------------|-----------------------|---|------------------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5                            | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 120 | 180 | 240 |    |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Progress bar from 0 to 240] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                | [Progress bar from 0 to 5]   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  | [Progress bar from 0 to 240] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    | ・1次主冷却系（ボーンモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。   |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Progress bar from 0 to 240] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。  |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認<br>・格納容器手動アイソレーション           | [Progress bar from 0 to 240] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。<br>・多量のナトリウムが格納容器床に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系（アイソレーション）が動作する。<br>・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

第 4.2.3.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

第 4.3.3.2.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

(なし)

(追加)

4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (省略)

4.2.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

(1) 事故の原因及び説明

(不要)

(変更なし)

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において燃料が破損し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、<u>制御棒連続引抜き阻止インターロックがないと仮定した場合</u>、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、<u>放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）</u>を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.4.1図に示す。<u>本事象</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> | <p>連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合</u>、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、<u>損傷炉心物質</u>を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.4.1図に示す。<u>本評価事故シーケンス</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>d. 異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材<br/>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.4.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備</u>する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.4.2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<br/><u>本事象</u>に対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除</p> | <p>d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、</u>運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。<u>なお、本措置は上記のa. ~ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材<br/>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.4.1表及び第4.3.3.4.2表に示す。これらの設備等は、<u>「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備</u>する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.4.3表及び第4.3.3.4.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>i) 基本ケース<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<u>本評価事故シーケンス</u>に対する主要な解析条件を以下に示す。<br/>1) <u>原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u><br/>2) <u>燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</u><br/>3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>き、「1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度添加率は<math>3.0\phi/s</math>とする。</p> <p>iii) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>iv) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。</p> <p>v) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は<math>464^{\circ}\text{C}</math>、応答時間は3.4秒とする。</p> <p>vi) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとする。</p> <p>vii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>viii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.2.4.2図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約<math>1,970^{\circ}\text{C}</math>、約<math>570^{\circ}\text{C}</math>、約<math>560^{\circ}\text{C}</math>にとどまる。</p> | <p>き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>4) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は<math>3.0\phi/s</math>とする。</p> <p>5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。</p> <p>7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は<math>464^{\circ}\text{C}</math>、応答時間は3.4秒とする。</p> <p>8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を<math>1.4\Delta k/k</math>とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。</p> <p>9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.4.2図に示す。</p> <p>制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約1.8秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始4秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約104秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である<math>464^{\circ}\text{C}</math>に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約107秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてか</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p>ら再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。</p> <p>燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。</p> <p>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。</p> <p>反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した 4.2¢/s とする。代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+10℃を考慮し、474℃とする。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。</p> <p>ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</p> <p>燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用する。</p> <p>被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>a. <u>放射性物質等の原子炉容器内保持</u></p> <p>i) <u>起因過程の評価</u></p> <p>a) <u>解析条件</u></p> <p><u>計算コードSAS4Aにより解析する。</u></p> <p>1) <u>最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒ま</u></p> | <p><u>冷却材温度係数</u> : <u>冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>ラッパ管温度係数</u> : <u>ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>炉心支持板温度係数</u> : <u>原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>解析結果を第4.3.3.4.3図に示す。</u></p> <p><u>反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「i) 基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を10℃高く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べて約13秒遅く、時刻約117秒となった。その結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約160℃、約20℃及び約20℃高く、約2,130℃、約590℃及び約580℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約10℃高く約480℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p><u>以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) <u>基本ケース</u></p> <p>i. <u>起因過程の解析</u></p> <p><u>事故の開始から炉心燃料が溶融してラッパ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。</u></p> <p>a. <u>解析条件</u></p> <p><u>解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>炉心領域の全集合体を33のSAS4Aチャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。</u></p> <p>2) <u>原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></p> <p>3) <u>最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒までは3.</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>では3.0¢ / s、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する。</p> <p>2) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。</p> <p>3) <u>照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃料インベントリの大きい炉心燃料集合体に置き換える。</u></p> <p>b) <u>解析結果</u><br/> <u>解析結果を第 4. 2. 4. 3 図に示す。</u><br/> <u>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故においては、制御棒引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇し、比較的出力の高い燃料集合体で燃料の破損に至るが、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力の上昇は抑えられ、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、即発臨界を超えることはない。</u></p> | <p>0¢ / s、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する<u>ものとする。</u><br/> <u>反応度添加率を第 4. 3. 3. 4. 4 図に示す。</u></p> <p>4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。</p> <p>5) <u>ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>6) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>7) <u>炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。</u></p> <p>8) <u>照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。</u></p> <p>9) <u>燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。</u></p> <p>10) <u>炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。</u></p> <p>b) <u>解析結果</u><br/> <u>解析結果を第 4. 3. 3. 4. 5 図及び第 4. 3. 3. 4. 6 図に示す。</u><br/> <u>本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドップラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル（第 4. 3. 3. 1. 5 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p data-bbox="498 1087 736 1115">ii) 遷移過程の評価</p> <p data-bbox="557 1268 706 1295">a) 解析条件</p> <p data-bbox="596 1314 1145 1341">計算コード S I M M E R - III により解析する。</p> <p data-bbox="596 1402 1107 1430">1) 起因過程の解析結果を初期条件とする。</p> <p data-bbox="596 1583 1391 1654">2) 起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは、ラップ管が破損する前とする。</p> | <p data-bbox="1715 191 2605 489">の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル (炉心燃料集合体数 : 2) の損傷にとどまる。</p> <p data-bbox="1715 508 2605 894">起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$ 程度であり即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。</p> <p data-bbox="1715 913 2605 1026">以上より、起因過程においては、制御棒の引抜き以外に有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。</p> <p data-bbox="1694 1087 1926 1115">ii) 遷移過程の解析</p> <p data-bbox="1715 1134 2605 1247">起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - IV により解析する。</p> <p data-bbox="1715 1266 1863 1293">a) 解析条件</p> <p data-bbox="1736 1312 2605 1383">S I M M E R - IV における解析体系を第 4.3.3.4.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</p> <p data-bbox="1762 1402 2605 1566">1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布 (質量、温度、速度及び圧力) 及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - IV における初期物質分布を第 4.3.3.4.8 図に示す。</p> <p data-bbox="1762 1585 2605 1656">2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。</p> <p data-bbox="1762 1675 2605 1881">3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。</p> <p data-bbox="1762 1900 2605 1927">4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3 次元の輸送計</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは <math>3.0\phi/s</math>、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する。</p> <p>4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない 2 次元体系での解析を行う。</p> <p>b) 解析結果</p> <p>解析結果を第 4.2.4.4 図から第 4.2.4.6 図に示す。</p> <p>本事象においては、事象発生後約 40 秒で内側炉心が損傷し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が <math>1\beta</math> を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約 <math>4,320^{\circ}\text{C}</math> である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。この即発臨界超過後は熔融燃料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。</p> | <p>算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。</p> <p>5) 原子炉容器内全体を 3 次元直交座標（流体力学メッシュ：<math>21 \times 19 \times 67</math>）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。</p> <p>6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。</p> <p>7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。</p> <p>8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。</p> <p>9) 被覆管が熔融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。</p> <p>10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。</p> <p>11) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは <math>3.0\phi/s</math>、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。</p> <p>b) 解析結果</p> <p>解析結果を第 4.3.3.4.9 図から第 4.3.3.4.11 図に示す。</p> <p>遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の 100% であるものの、遷移過程開始から 20 秒まで（事象開始から 50 秒）に炉心燃料集合体の約 40% が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスティールによって閉塞が形成されてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨界を超過しているにもかかわらず</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>iii) <u>再配置・冷却過程の評価</u></p> <p>本事象では、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの1次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡される。</p> <p>このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>b. <u>原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響緩和</u></p> <p>本事象で発生する機械的エネルギーは、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る。このため、措置の有効性の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> | <p><u>わらず大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。約70秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約70秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスティール蒸気圧によって燃料が炉心から流出し、その総計は約30%である。この結果反応度は-30\$を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約2,820℃である。</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。</u></p> <p>iii) <u>再配置・冷却過程の解析</u></p> <p>本評価事故シーケンスでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの1次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡される。このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>iv. <u>機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約2,820℃であり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果を下回り、機械的エネルギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p>以上 i. から iv. より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> <p>ii) <u>不確かさの影響評価</u></p> <p>i. <u>起因過程の不確かさの影響評価</u></p> <p><u>起因過程の不確かさの影響について、計算コードのモデルに関する不確かさとして、FPガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、制御棒の引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は以下のとおり設定する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p>1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を無視する。</p> <p>2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 <math>4.2\text{¢}/\text{s}</math> で一定とする。</p> <p>3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。</p> <p>4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。</p> <p>5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。</p> <p>6) 燃料破損条件：基本ケースでは 20% 断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50% 断面溶融割合の条件で破損するように設定する。</p> <p>これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。</p> <p>起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは、2) 制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 <math>0.2\text{¢}</math> に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約 <math>0.3\text{¢}</math> と大きな差はなく即発臨界 (<math>1.0\text{¢}</math>) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。</p> <p>その他に基本ケースの事象推移から有意な相違を生じたケースは、6) の燃料破損条件の不確かさの影響を評価したケースである。燃料溶融開始直後に破損するケースでは損傷集合体の数が 10 体に増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
| (なし)                  | <p data-bbox="1659 191 2620 489"> <u>ケースと大きく変わらず、最大反応度も基本ケース以下であり、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。一方、50%断面溶融割合の条件で破損するケースでは、破損時刻が遅れて基本ケースに比べて最大出力が基本ケースの約1.5倍となるが最大反応度は基本ケースと同程度であった。その他の1) FPガスの保持量、3) ナトリウムボイド反応度、4) ドップラ反応度、5) 燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価したケースでは、燃料破損時刻、最大出力、最大反応度、ラッパ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは数%にとどまる。</u> </p> <p data-bbox="1466 548 1852 667"> (追加)<br/> ii. <u>遷移過程の不確かさの影響評価</u><br/> <u>(省略)</u> </p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                       |   |   |      | 変更後   |   |   |      |  |
|---|---|---|------|---|---|---|------|--|
| 第4.2.4.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等      |   |   |      | 第4.3.3.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等                |   |   |      |  |
| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      | 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      |  |
|   |   | 常設設備  | 可搬設備 |   |   | 常設設備  | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉トリップ信号発信                                 | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉トリップ信号発信                                 | —   | —    | ①原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」  |
| 原子炉スクラム(自動停止)の確認                            | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。  | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 | 原子炉スクラム(自動停止)の確認                            | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。<br>①制御棒<br>②制御棒駆動系                     | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」<br>③核計装(線形出力系)        |
| 事故発生の判断                                     | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。   | —   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              | 事故発生の判断                                     | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。  | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」<br>③制御棒連続引抜き阻止インターロック |
| 代替トリップ信号発信                                  | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 代替トリップ信号発信                                  | —   | —    | ①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」                                      |
| 原子炉スクラム(自動停止)の確認                            | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 | 原子炉スクラム(自動停止)の確認                            | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。<br>①制御棒<br>②制御棒駆動系                                  | —    | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装(線形出力系)      |
| 後備炉停止系スクラム(自動停止)の確認                         | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。  | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                                     | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装  | 後備炉停止系スクラム(自動停止)の確認                         | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。<br>①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装(線形出力系)       |
| 原子炉自動停止失敗の判断                                | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。  | —   | —    | —   | 原子炉自動停止失敗の判断                                | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。  | —    | —  |
| 原子炉手動停止                                     | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系                | —    | ① 関連する核計装                                   | 原子炉手動停止                                     | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。  | —    | ①核計装(線形出力系)  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。                      | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉容器内冷却確認                                  | —   | —    | —  |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | —   | —    | —  |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。           | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁                                   | —    | ① 原子炉保護系(アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          | 格納容器アイソレーション確認                              | —   | —    | —  |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4. 3. 3. 4. 2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      |   |
|---|---|---|------|---|
|   |   | 常設設備  | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。            | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系  | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、<br>2次主冷却系冷却材流量                |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） | —    | ①原子炉カバーガス圧力<br>②燃料破損検出系   |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁                                     | —    | ①原子炉保護系（アイソレーション）<br>②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4. 2. 4. 2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |                |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |   |
|------------|-----------------------|--|----------------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5              | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断                          | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「中性子東高 (出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認 | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。<br>・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。           |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断   | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止  | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石防磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石防磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。                |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認   | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・1次主冷却系 (強制循環) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (強制循環又は自然循環) 及び主冷却機 (強制通風又は自然通風) に異常等がないことを確認する。                               |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留                      | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。                                    |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認   | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

第 4. 2. 4. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

第4. 3. 3. 4. 3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

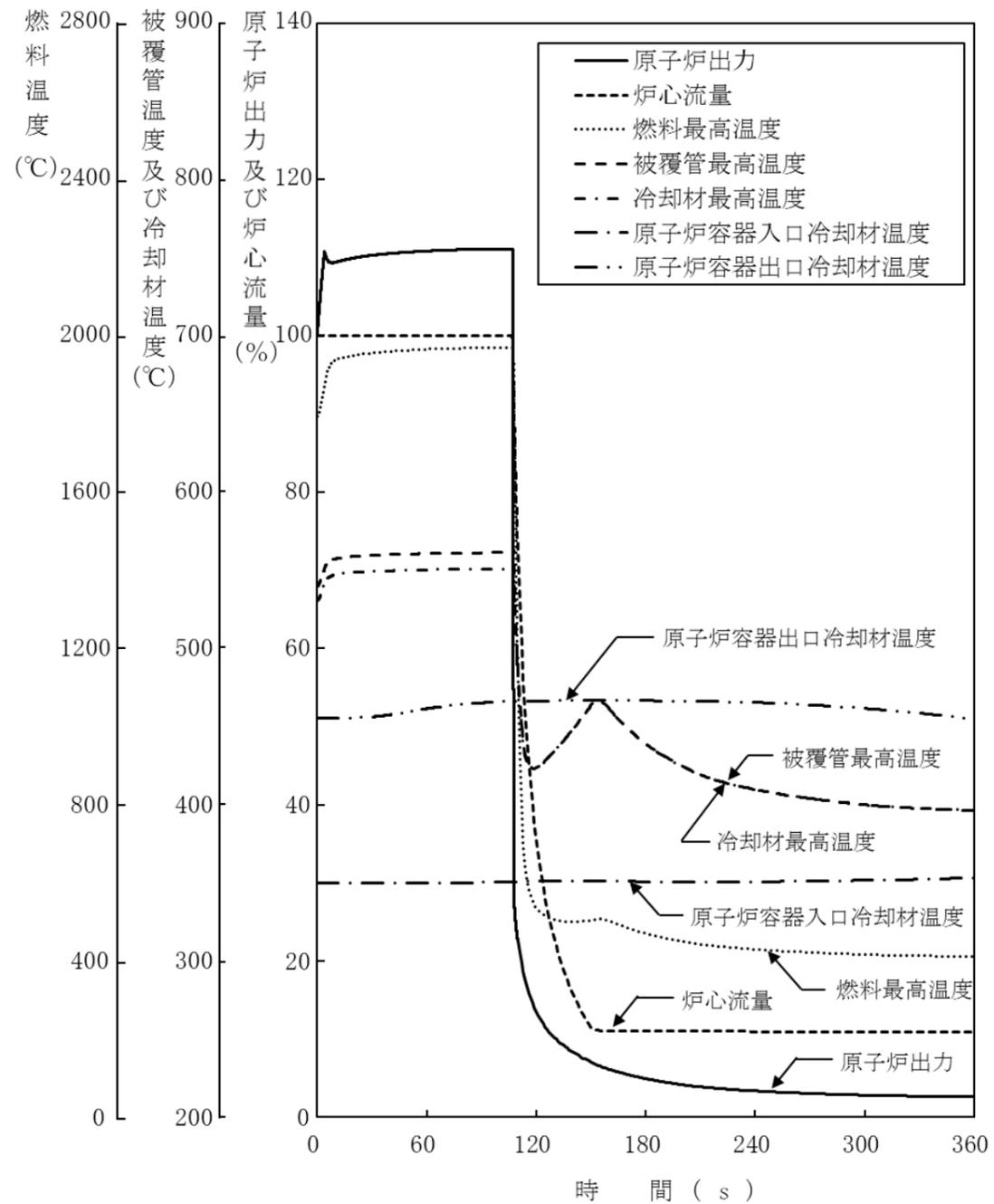
| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |                |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |  |
|------------|-----------------------|--|----------------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5              | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断                          | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「中性子東高 (出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認 | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。」 |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断   | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止  | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石防磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石防磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |

第 4. 3. 3. 4. 4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)  |                |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |   |
|------------|-----------------------|---|----------------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5              | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・1次主冷却系 (強制循環) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (強制循環又は自然循環) 及び主冷却機 (強制通風又は自然通風) に異常等がないことを確認する。   |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。  |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認<br>・格納容器手動アイソレーション           | [Progress bar] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。<br>・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系 (アイソレーション) が動作する。<br>・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。<br>・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

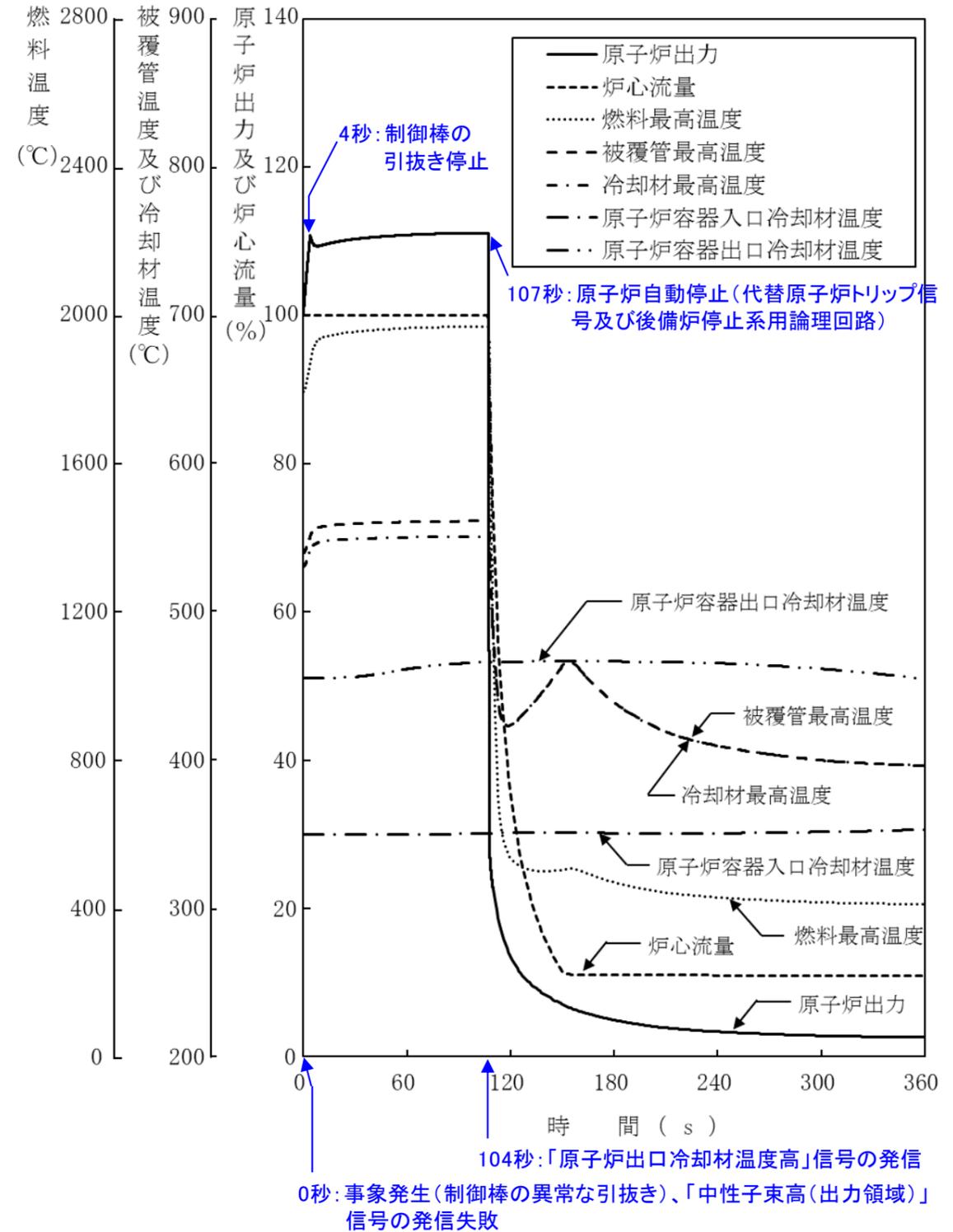
第 4. 3. 3. 4. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 4. 2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：制御棒連続引抜き阻止インターロック  
及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

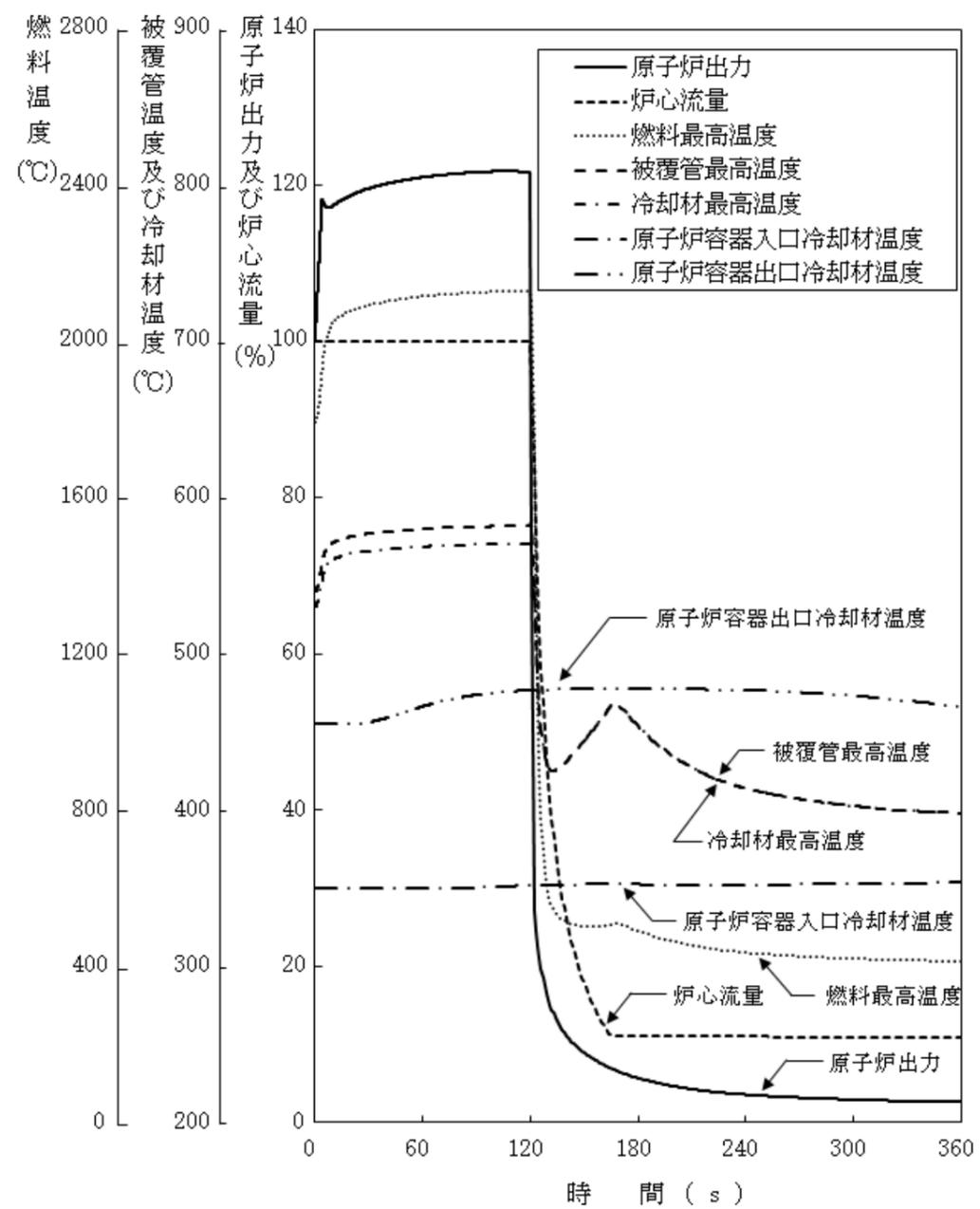
変更後



第 4. 3. 3. 4. 2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：制御棒連続引抜き阻止インターロック  
及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

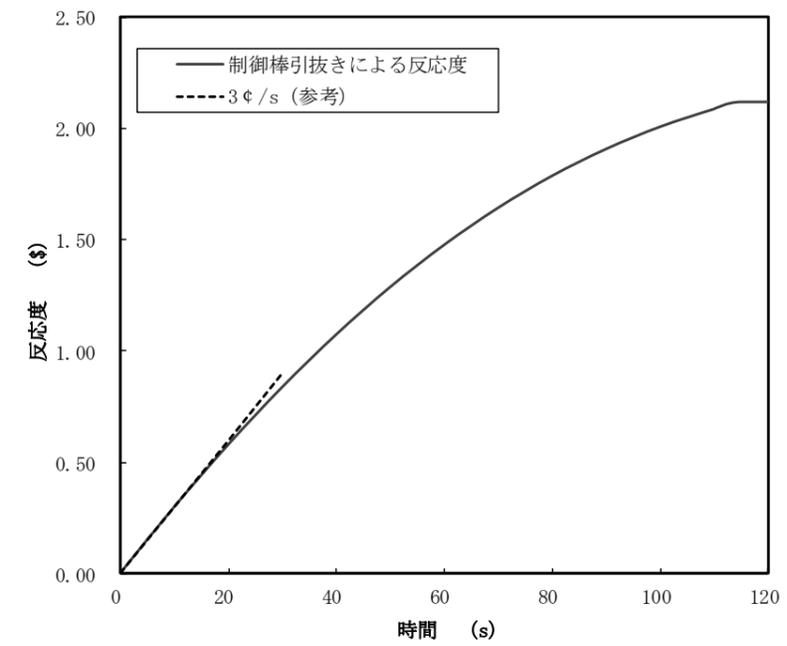
変更後



第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

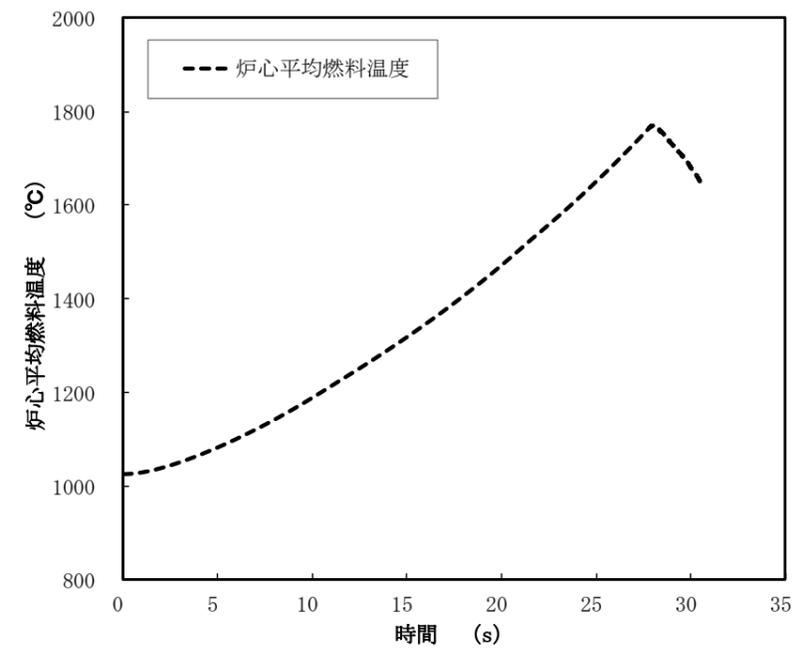
変更後



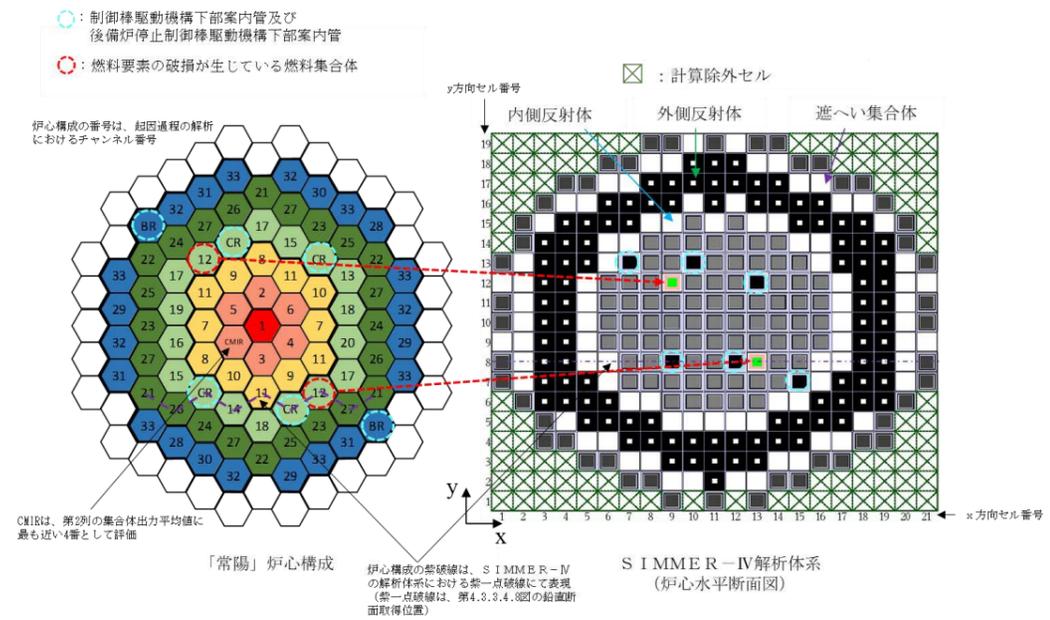
第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度

第 4. 2. 4. 3 図 起因過程における出力及び反応度履歴 (省略)

第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴 (変更なし)



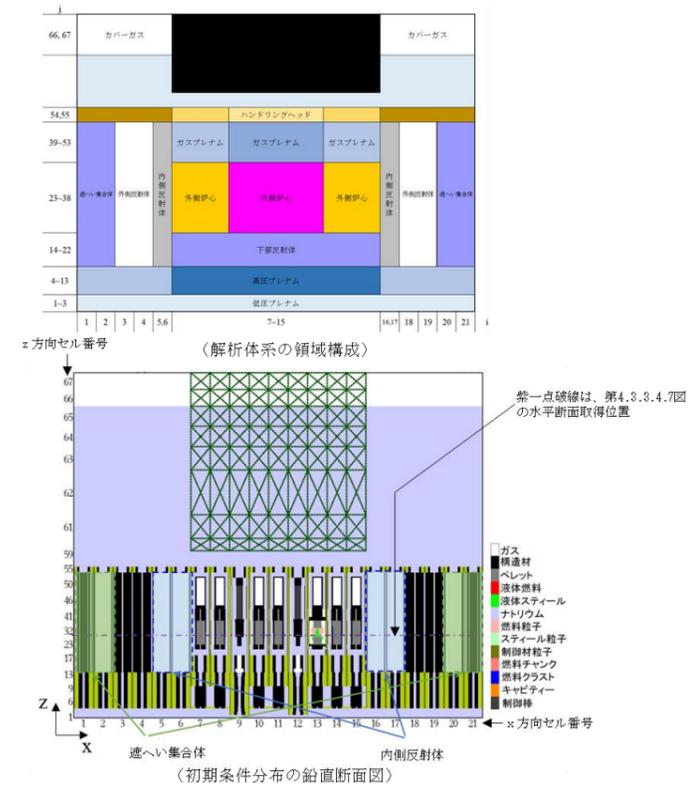
第 4.3.3.4.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度



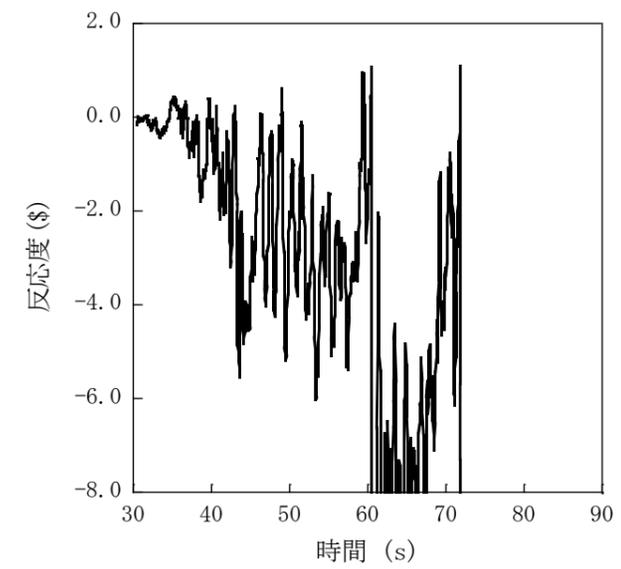
第 4.3.3.4.7 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



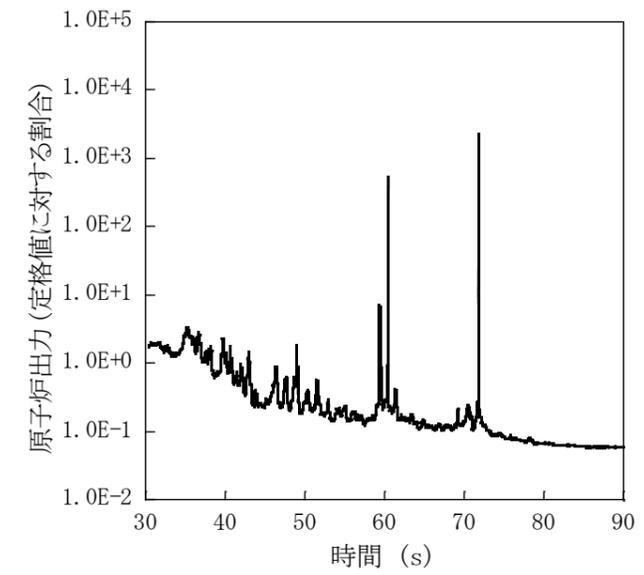
第 4. 3. 3. 4. 8 図 SIMMER-IVにおける初期物質分布



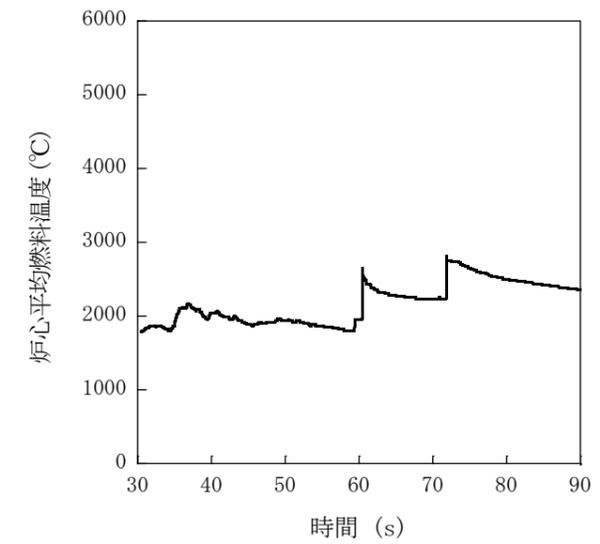
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4.3.3.4.10 図 遷移過程における出力履歴



第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>第 4. 2. 4. 4 図 遷移過程における反応度履歴 (省略)</p> <p>第 4. 2. 4. 5 図 遷移過程における出力履歴 (省略)</p> <p>第 4. 2. 4. 6 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴 (省略)</p>   | <p>第 4. 3. 3. 4. 12 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴<br/>(燃料スロッシングを最大限考慮した場合) (変更なし)</p> <p>第 4. 3. 3. 4. 13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴<br/>(燃料スロッシングを最大限考慮した場合) (変更なし)</p> <p>第 4. 3. 3. 4. 14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴<br/>(燃料スロッシングを最大限考慮した場合) (変更なし)</p>   |
| <p>4. 2. 5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、<u>制御棒連続引抜き阻止インターロックがないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1 次主冷却系における強制循環 (長期対策としては 1 次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2 次主冷却系の強制循環 (長期対策としては自然循環) 及び</u></p> | <p>4. 3. 3. 5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>出力流量比の高い集合体において燃料が破損し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1 次主冷却系における低速運転 (1 次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2 次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置 (制御棒連続引抜き阻止インターロック) が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1 次主冷却系における強制循環 (長期対策としては 1 次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2 次主冷却系の強制循環</u></p> |

| 変更前（2021.12.2付補正）   | 変更後  |
|---|--|
| <p>主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、<u>放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）</u>を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.5.1図に示す。<u>本事象</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.5.1表</p> | <p>（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、<u>損傷炉心物質</u>を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.5.1図に示す。<u>本評価事故シーケンス</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ~ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>(ii) ~ (iii)<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.5.1</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 2. 5. 2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置は「4. 2. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 2. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損は防止され、<u>施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> | <p>表及び第4. 3. 3. 5. 2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 3. 3. 5. 3表及び第4. 3. 3. 5. 4表に示す。</p> <p><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4. 3. 3. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 3. 3. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p><u>本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4. 3. 3. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 3. 3. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p><u>上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                       |   |   |      |   | 変更後                              |  |  |  |      |
|---|---|---|------|---|----------------------------------|--|--|--|------|
| 第4. 2. 5. 1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等   |   |   |      |   | 第4. 3. 3. 5. 1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等 |  |  |  |      |
| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備  |      |   | 動作・判断・操作                         | 手順   | 設備   |  |      |
|   |   | 常設設備  | 可搬設備 | 計装設備  |                                  |  | 常設設備   | 可搬設備   | 計装設備 |
| 原子炉トリップ信号発信                                 | —   | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉トリップ信号発信                      | —  | —  | ①原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」  |      |
| 原子炉スクラム(自動停止)確認                             | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。  | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 | 原子炉スクラム(自動停止)確認                  | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。           | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」<br>③核計装(線形出力系)        |      |
| 事故発生<br>の判断                                 | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。  | —   | —    | ① 原子炉保護系(スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              | 事故発生<br>の判断                      | ・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と判断する。  | —  | ①原子炉保護系(スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」<br>③制御棒連続引抜き阻止インターロック |      |
| 後備炉停止系(自動停止)スクラム確認                          | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。  | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                                     | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装  | 後備炉停止系(自動停止)スクラム確認               | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。 | ①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系                    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装(線形出力系)       |      |
| 原子炉自動停止失敗の判断                                | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。  | —   | —    | —   | 原子炉自動停止失敗の判断                     | ・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。   | —  | —  |      |
| 原子炉<br>手動停止                                 | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系                | —    | ① 関連する核計装                                   | 原子炉手動停止                          | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。             | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | ①核計装(線形出力系)  |      |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。                      | —   | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉手動停止                          | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。             | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | ①核計装(線形出力系)  |      |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) | —    | ① 関連するプロセス計装                                | 原子炉手動停止                          | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。             | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | ①核計装(線形出力系)  |      |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。                      | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁                                   | —    | ① 原子炉保護系(アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          | 原子炉手動停止                          | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。             | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | ①核計装(線形出力系)  |      |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4. 3. 3. 5. 2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                    | 手順  | 設備   |      |   |
|---|---|--|------|---|
|   |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認                                  | ・ 1 次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。          | ① 1 次主冷却系<br>② 2 次主冷却系   | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1 次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2 次主冷却系冷却材流量                  |
| 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。   | ① 1 次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） | —    | ①原子炉カバーガス圧力<br>②燃料破損検出系   |
| 格納容器アイソレーション確認                              | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁                                      | —    | ①原子炉保護系（アイソレーション）<br>②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.5.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |   |
|------------|-----------------------|--|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断                          | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「中性子束高 (出力領域)」による原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認 | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断   | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止  | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。                |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認   | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・1次主冷却系 (強制循環) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (強制循環又は自然循環) 及び主冷却機 (強制通風又は自然通風) に異常等がないことを確認する。                               |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバースペース等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留                    | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバースペース等のバウンダリを隔離する。                                  |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認   | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

第4.2.5.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

第4.3.3.5.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |  |
|------------|-----------------------|--|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断                          | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「中性子束高 (出力領域)」による原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認 | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断   | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止  | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |

第4.3.3.5.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)  |  |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考 |  |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|----|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |    |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                                  | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                    | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・1次主冷却系 (強制循環) の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系 (強制循環又は自然循環) 及び主冷却機 (強制通風又は自然通風) に異常等がないことを確認する。  |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバースペース等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。<br>・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバースペース等のバウンダリを隔離する。   |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認                                | [Gantt chart showing duration from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。<br>・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。<br>・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。<br>・多量のナトリウムが格納容器床に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床温度が60℃を超過して原子炉保護系 (アイソレーション) が動作する。<br>・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |

第4.3.3.5.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>4.2.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、<u>代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.2.6.1図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場</p> | <p>4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.6.4図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.6.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第4.2.6.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.6.2表に示す。</p> | <p>場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記のa.～c.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u><br/><u>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</u></p> <p><u>a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転(1次主循環ポンプの主電動機を使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。</u></p> <p><u>b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。</u></p> <p><u>c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記のa.～b.の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。</u></p> <p><u>(iii) その他</u><br/><u>a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。</u></p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.6.1表及び第4.3.3.6.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.6.3表及び第4.3.3.6.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードSuper-COPDにより解析する。<br/>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。</p> <p>iii) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。</p> <p>iv) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>v) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。</p> <p>vi) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとする。</p> <p>vii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>viii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.2.6.2図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約1,800℃、約550℃、約550℃にとどまる。</p> | <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、<u>ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></p> <p>2) <u>燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</u></p> <p>3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10_1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>4) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。</p> <p>5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。</p> <p>6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。</p> <p>8) <u>応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。</u></p> <p>9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>10) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.6.2図に示す。</p> <p><u>1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p>するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約121秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約124秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。</p> <p>燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約480℃及び約450℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シナリオに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。</p> <p>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。</p> <p>ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。</p> <p>燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。</p> <p>被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</p> <p>冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p style="text-align: center;"><u>小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>ラッパ管温度係数</u> : <u>ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>炉心支持板温度係数</u> : <u>原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</u></p> <p><u>解析結果を第 4. 3. 3. 6. 3 図に示す。</u></p> <p><u>代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃高く、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約 10℃高く約 490℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 450℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p><u>以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u></p> <p><u>i) 基本ケース</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4. 3. 2. 6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す「(1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。」である。</u></p> <p><u>a. 解析条件</u></p> <p><u>計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></li> <li><u>2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm2/℃とする。</u></li> <li><u>3) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。</u></li> <li><u>4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。</u></li> <li><u>5) ドブブラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温</u></li> </ol> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>また、第 4.2.6.3 図に示すとおり、代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。</p> | <p>度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4.3.3.6.4 図に示す。</p> <p>1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップし、両ループの 2 次冷却材流量が低下し、約 1.6 秒で「2 次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2 次主冷却系は自然循環に移行し、また、2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約 121 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。</p> <p>この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。</p> <p>原子炉出力は初期値から上昇せず低下し、燃料最高温度も、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足し、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500℃及び約 480℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> <p>なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p>解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。</p> <p>1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。</p> <p>解析結果を第4.3.3.6.5図に示す。</p> <p>被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は「i) 基本ケース」の解析と比べ約10℃高く約560℃、冷却材最高温度は、約550℃であり、評価項目を満足する。原子炉出力の最大値は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高温度も、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両者ともに約10℃高く、それぞれ約510℃及び約490℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作             | 手順  | 設備   |      |  |
|----------------------|---|--|------|--|
|                      |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉トリップ信号発信          | —   | —  | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系                                | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生 の判断             | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。  | —  | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              |
| 代替トリップ信号発信           | —   | —  | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系                                | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 後備炉停止系スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。                                      | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                      | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装   |
| 原子炉自動停止失敗の判断         | ・ 原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) を確認する。   | —  | —    | —  |
| 原子炉手動停止              | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ① 関連する核計装                                    |

変更後

第4.3.3.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作             | 手順   | 設備   |      |   |
|----------------------|--|--|------|---|
|                      |  | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉トリップ信号発信          | —  | —  | —    | ①原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」  |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。            | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」<br>③核計装 (線形出力系)      |
| 事故発生 の判断             | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。  | —  | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」                      |
| 代替トリップ信号発信           | —  | —  | —    | ①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」                                   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。                      | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装 (線形出力系) |
| 後備炉停止系スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。 | ①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系                    | —    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装 (線形出力系)   |
| 原子炉自動停止失敗の判断         | ・ 原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) を確認し、自動停止の成否を確認する。  | —  | —    | —   |
| 原子炉手動停止              | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。  | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装 (線形出力系)  |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4.3.3.6.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                | 手順  | 設備   |      |   |
|-------------------------|---|--|------|---|
|                         |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認              | ・ 1 次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。                                | ① 1 次主冷却系<br>② 2 次主冷却系                       | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1 次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2 次主冷却系冷却材流量  |
| 原子炉出力低下の確認              | ・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。  | —  | —    | ①核計装（線形出力系）   |
| 原子炉手動停止                 | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装（線形出力系）   |
| 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入 | ・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。   | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | 回転治具 | ①核計装（線形出力系）<br>②燃料破損検出系<br>③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.6.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    | 備考 |    |     |     |     |  |  |  |   |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|---|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 |    | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |  |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮                                       | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。<br>・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。 |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                            | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                                 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。      |

第4.2.6.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

第4.3.3.6.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

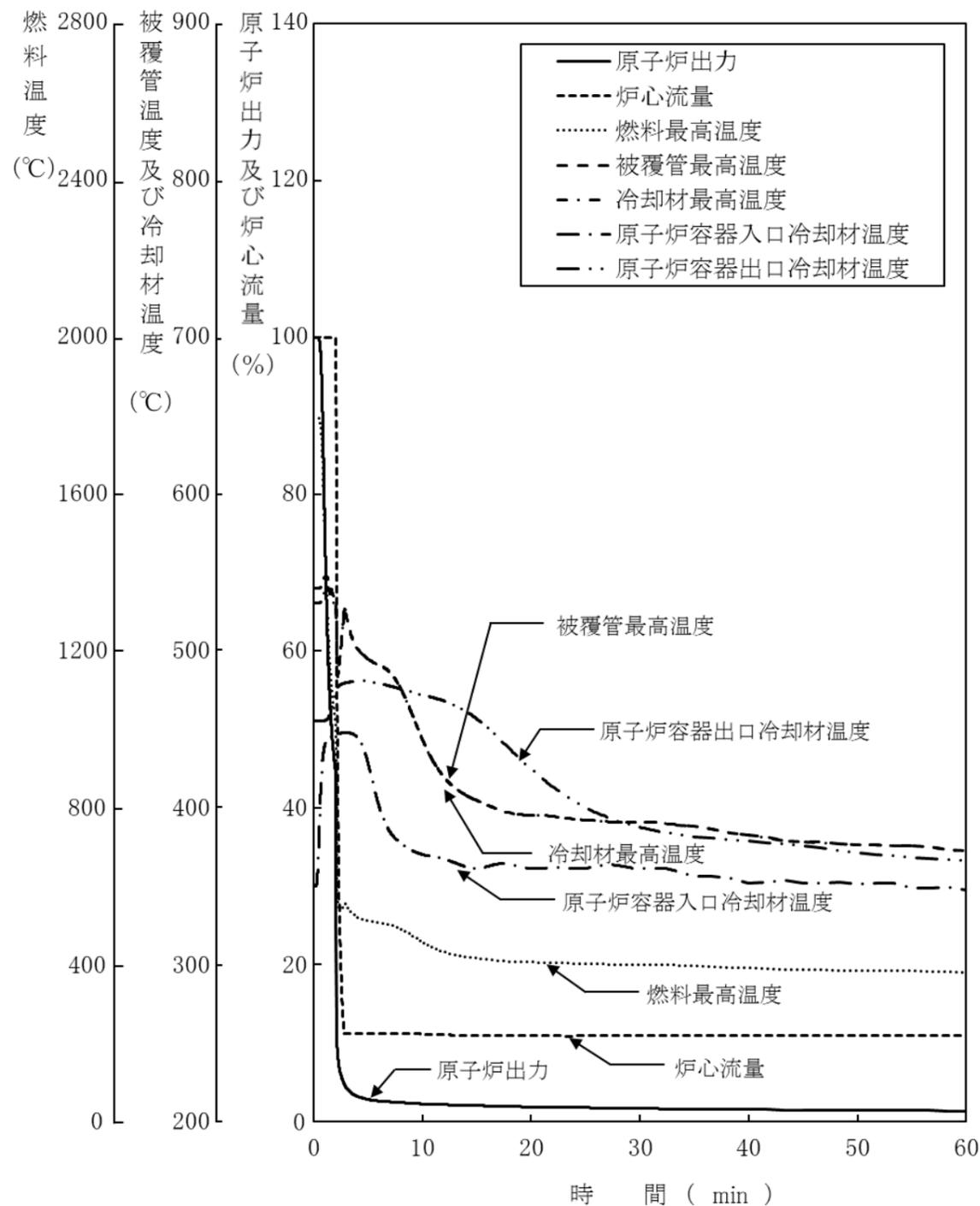
| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    | 備考 |    |     |     |     |  |  |  |  |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|---|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 |    | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮                                       | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生の判断 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。<br>・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。<br>・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。 |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                            | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                                 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。   |

第4.3.3.6.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |                                       | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    | 備考 |    |     |     |     |  |  |  |  |
|------------|-----------------------|---------------------------------------|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|---|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容                                 | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 60 | 120 | 180 | 240 | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 |    | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮                               | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                    | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                         | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |
| 自主対策       | 現場対応班員                | 5<br>・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |  | ・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。                        |

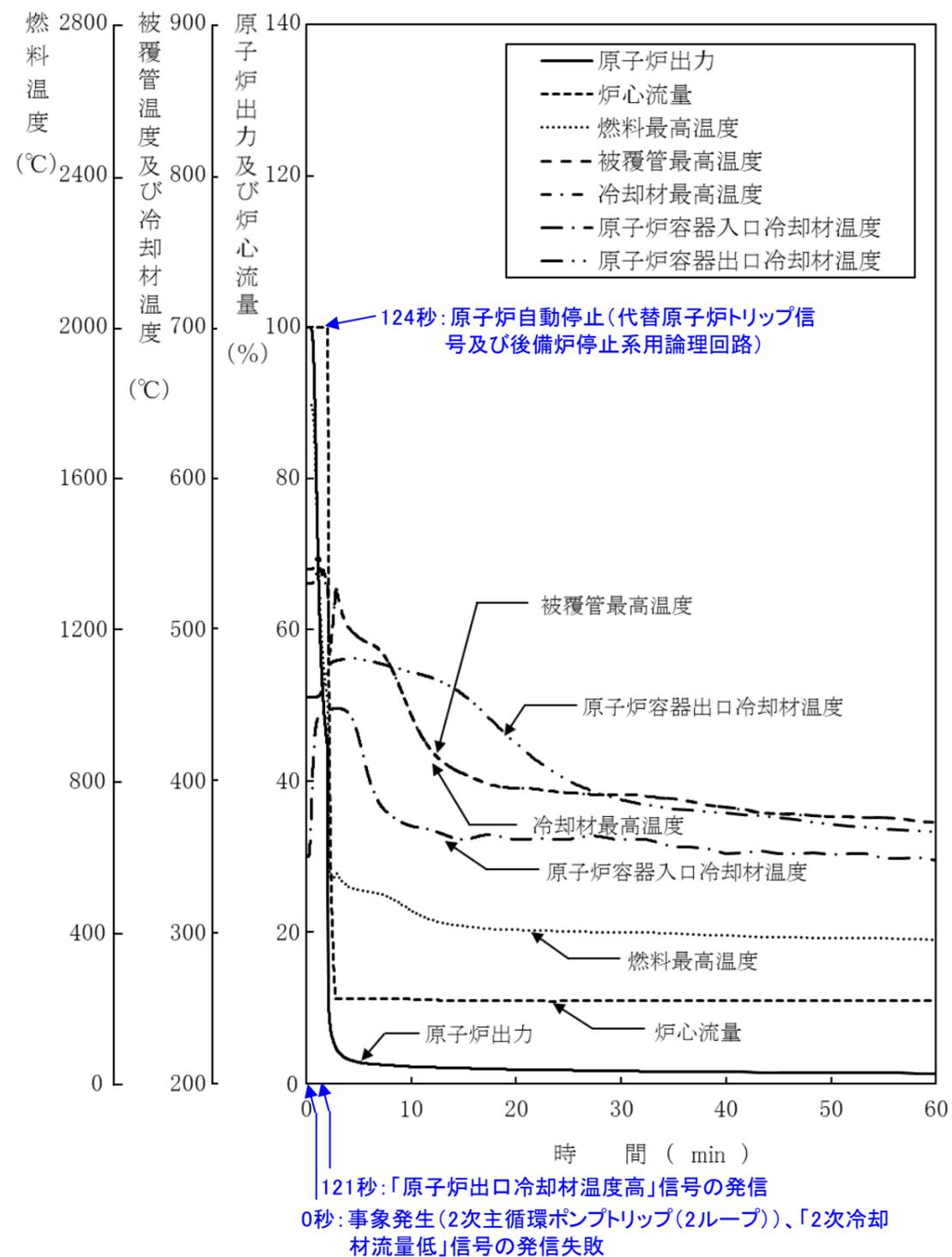
第4.3.3.6.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 6. 2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

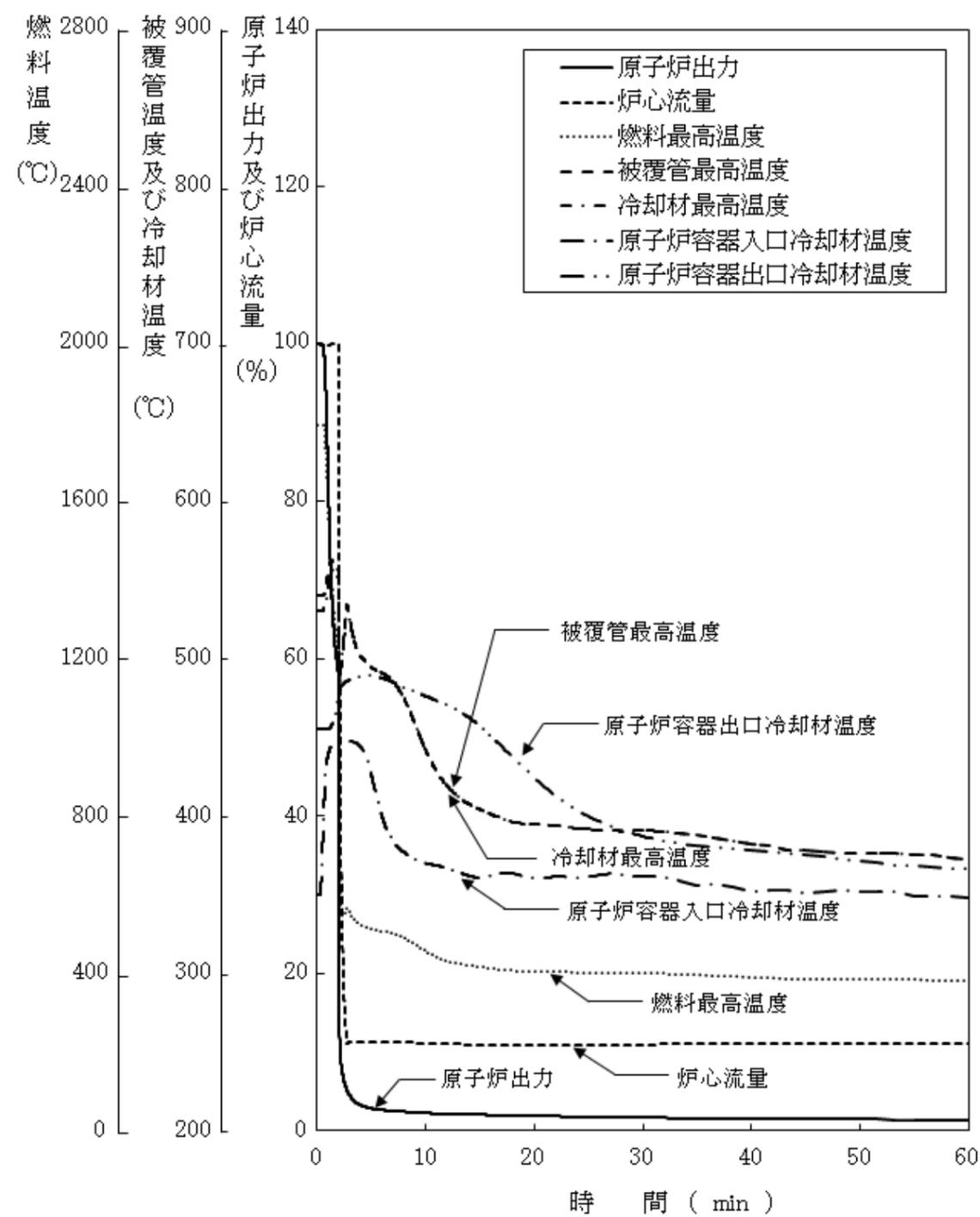
変更後



第 4. 3. 3. 6. 2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

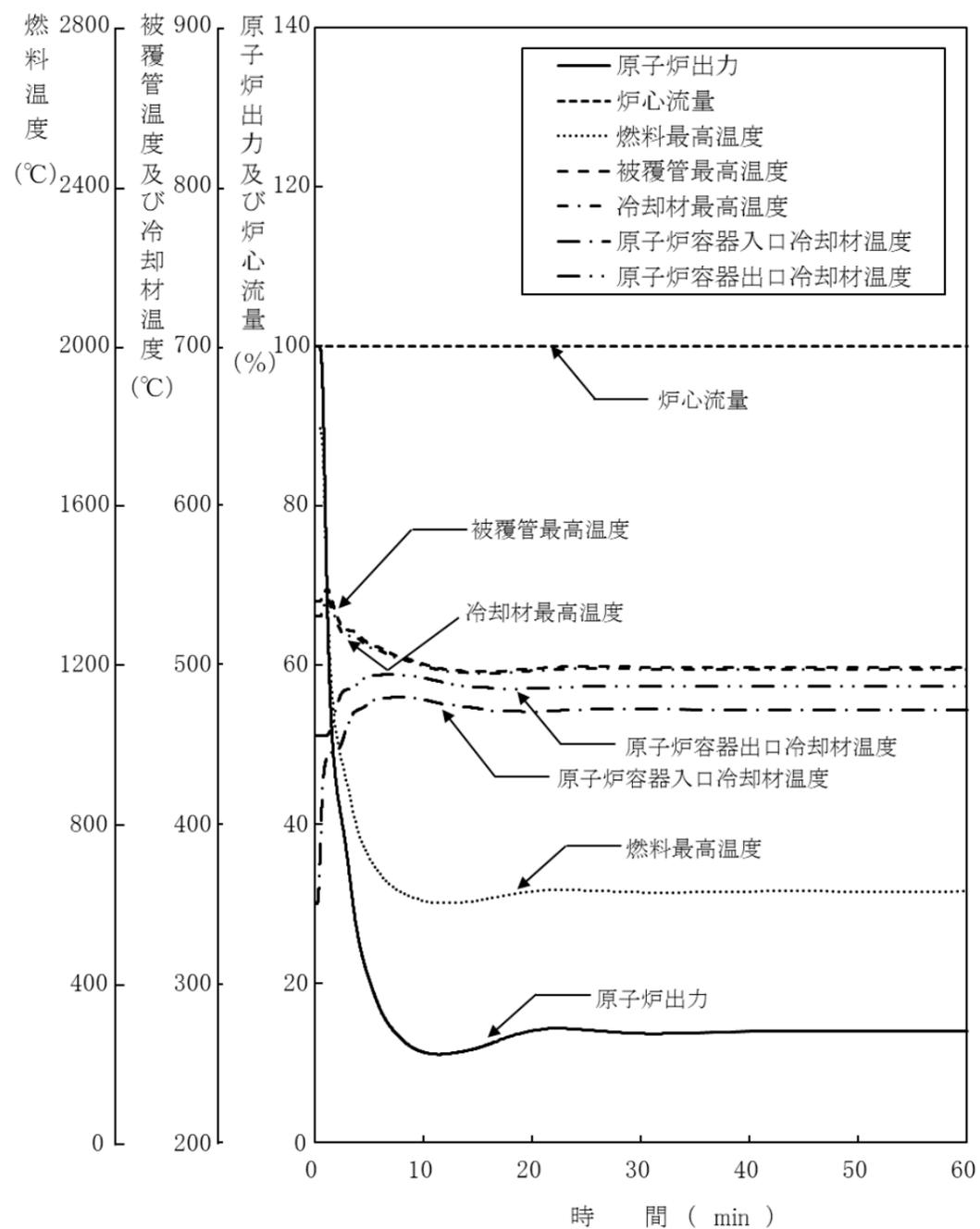
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



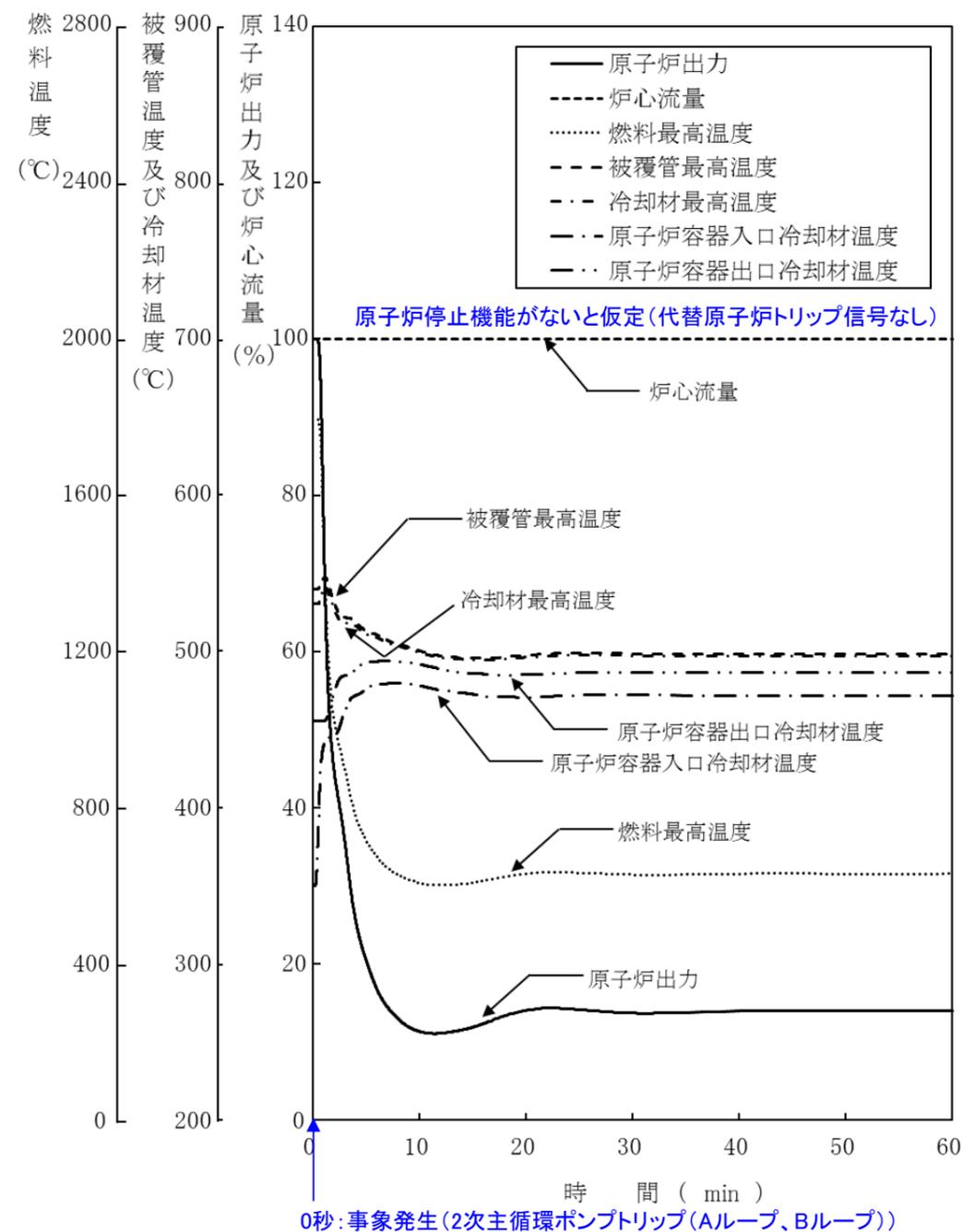
第 4.3.3.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4.2.6.3 図 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)

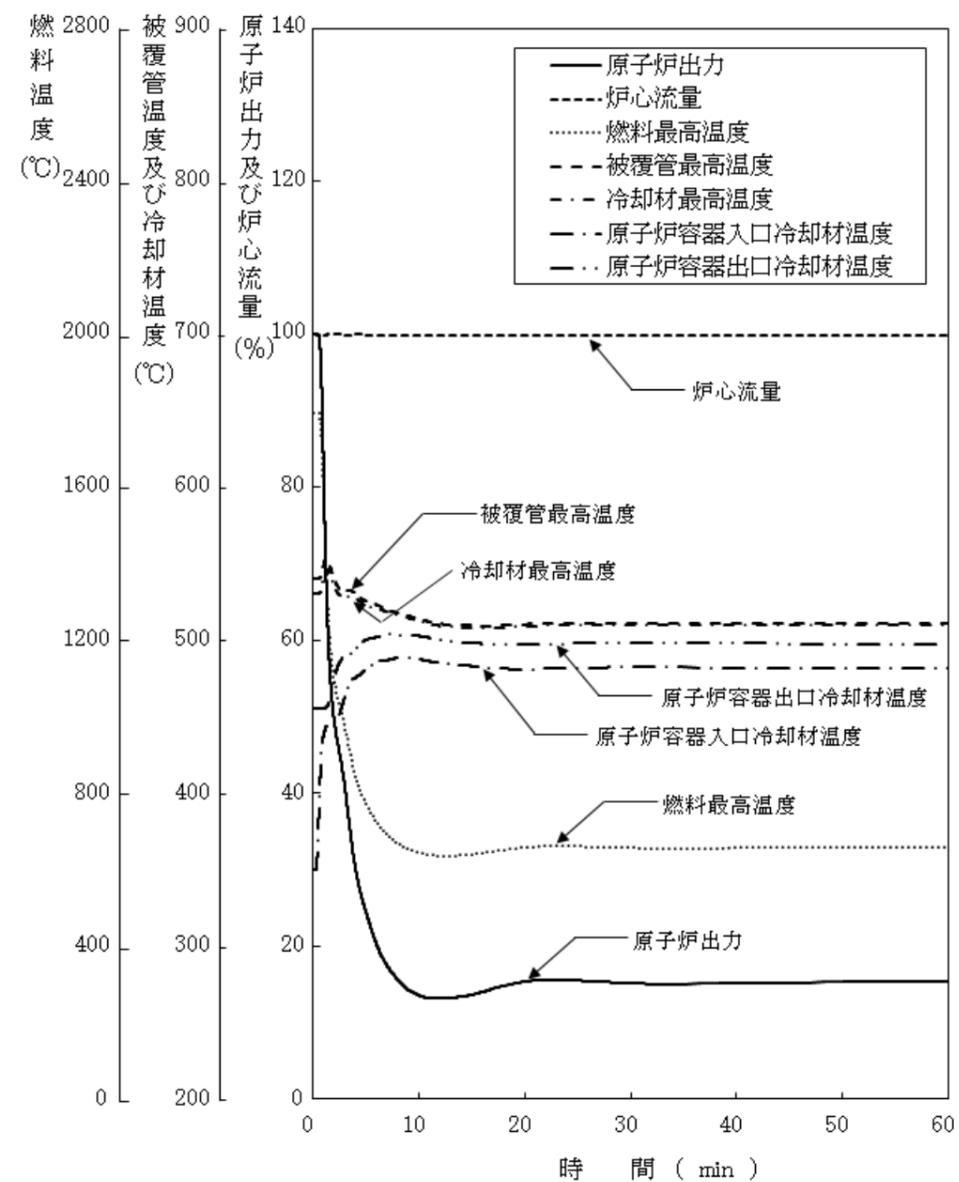
変更後



第 4.3.3.6.4 図 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4.3.3.6.5 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定  
(不確かさの影響評価))

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>4.2.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.2.7.1図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に</p> | <p>4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。</p> <p><u>なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。</u></p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.7.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>異常を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第4.2.7.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.7.2表に示す。</p> | <p>に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記のa.～c.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u><br/><u>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</u></p> <p><u>a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。</u></p> <p><u>b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。</u></p> <p><u>c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記のa.～b.の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。</u></p> <p><u>(iii) その他</u><br/><u>a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。</u></p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.7.1表及び第4.3.3.7.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.7.3表及び第4.3.3.7.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.2.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.2.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。</p> | <p>直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。) で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作             | 手順  | 設備   |      |  |
|----------------------|---|--|------|--|
|                      |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉トリップ信号発信          | —   | —  | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系                                | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生の判断              | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。  | —  | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装              |
| 後備炉停止系スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。                                      | ① 後備炉停止制御棒<br>② 後備炉停止制御棒駆動系                      | —    | ① 後備炉停止系用論理回路<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装   |
| 原子炉自動停止失敗の判断         | ・ 原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) を確認する。   | —  | —    | —  |
| 原子炉手動停止              | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ① 関連する核計装                                    |

変更後

第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作             | 手順   | 設備   |      |   |
|----------------------|--|--|------|---|
|                      |  | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉トリップ信号発信          | —  | —  | —    | ①原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」                                      |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認    | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。            | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」<br>③核計装 (線形出力系)    |
| 事故発生の判断              | ・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信による原子炉保護系 (スクラム) の動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と判断する。                              | —  | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」                    |
| 後備炉停止系スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。 | ①後備炉停止制御棒<br>②後備炉停止制御棒駆動系                    | —    | ①後備炉停止系用論理回路<br>②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」<br>③核計装 (線形出力系) |
| 原子炉自動停止失敗の判断         | ・ 原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) を確認し、自動停止の成否を確認する。  | —  | —    | —   |
| 原子炉手動停止              | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。  | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装 (線形出力系)  |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4.3.3.7.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                | 手順  | 設備   |      |   |
|-------------------------|---|--|------|---|
|                         |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉容器内冷却確認              | ・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。                                  | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系                         | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量    |
| 原子炉出力低下の確認              | ・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。  | —  | —    | ①核計装（線形出力系）   |
| 原子炉手動停止                 | ・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系<br>③後備炉停止制御棒<br>④後備炉停止制御棒駆動系 | —    | ①核計装（線形出力系）   |
| 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入 | ・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。   | ①制御棒<br>②制御棒駆動系                              | 回転治具 | ①核計装（線形出力系）<br>②燃料破損検出系<br>③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.7.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考   |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生判断<br>▽原子炉自動停止失敗と判断 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・後備炉停止系スクラム確認  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。                                      |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止   | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |

第4.2.7.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

(なし)

変更後

第4.3.3.7.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考  |
|------------|-----------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|---|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉トリップ信号発信確認<br>・原子炉スクラム確認<br>・事故発生判断<br>▽原子炉自動停止失敗と判断 | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認<br>・後備炉停止系スクラム確認                  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・「炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくとも、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。」 |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断  | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止   | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。  |

第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |                                       | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | 備考   |
|------------|-----------------------|---------------------------------------|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容                                 | 5  | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 120 | 180 | 240 |  |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮                               | [Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes] |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉自動停止失敗と判断                    | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                         | [Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]          |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 |
| 自主対策       | 現場対応班員                | 5<br>・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入 | [Gantt chart showing a bar from 120 to 180 minutes]      |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  | ・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。                        |

第4.3.3.7.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

(追加)

4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(省略)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4.2.8 1次冷却材漏えい (2箇所) 事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>1次冷却材漏えい (2箇所) 事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管 (内側) が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管 (外側) により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管 (外側) が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。</p> <p><u>ここでは、事故が発生した場合における炉心損傷防止措置が少ない点に着眼し、1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管 (内側及び外側) とする。</u></p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>1次冷却材漏えい (2箇所) 事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。<u>したがって、1次冷却材漏えい (2箇所) 事故では、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>1次冷却材漏えい (2箇所) 事故では、補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却機能がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材 (ナトリウム) や放射性物質等 (溶融炉心物質を含む。) が流出したものと、安全容器にて、<u>流出した冷却材や放射性物質等を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体 (コンクリート遮へい体) のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の過圧を防止するため、<u>1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する措置を講じる。</u>また、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムによる</p> | <p>4.3.3.9 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管 (内側) が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管 (外側) により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管 (外側) が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。<u>本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管 (内側及び外側) とする。</u></p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。</u>また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。</p> <p><u>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置 (補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却) が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材 (ナトリウム) や損傷炉心物質が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体 (コンクリート遮へい体) のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。</u>本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、<u>1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の過圧を防止する措置を講じる。</u>また、格納容器 (床下) の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>熱的影響を緩和する措置を講じる。</p> <p>1次冷却材漏えい(2箇所)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.8.1図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管(外側)からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>1次冷却材漏えい(2箇所)事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。</p> <p>b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>1次冷却材漏えい(2箇所)事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等を保持するため、安全容器を整備する。</p> <p>b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。</p> <p>d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。</p> <p>e. 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。</p> <p>f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。</p> <p>(iii) その他<br/>(省略)</p> | <p>する措置を講じる。</p> <p>1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管(外側)からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。</p> <p>b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。</p> <p>b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。</p> <p>d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。</p> <p>e. 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。</p> <p>f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。</p> <p>(iii) その他<br/>(変更なし)</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(4) 資機材</p> <p>1 次冷却材漏えい (2箇所) 事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. 2. 8. 1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>1 次冷却材漏えい (2箇所) 事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 2. 8. 2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードS u p e r - C O P Dにより解析する。<br/>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) 1 次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管 (内側及び外側) とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。</p> <p>iii) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支</p> | <p>(4) 資機材</p> <p>1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4. 3. 3. 9. 1 表及び第4. 3. 3. 9. 2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4. 3. 3. 9. 3 表及び第4. 3. 3. 9. 4 表に示す。</p> <p><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名 (「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。) で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードS u p e r - C O P Dにより解析する。<u>本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></p> <p>2) <u>燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</u></p> <p>3) <u>原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</u></p> <p>4) <u>1次主冷却系配管の内管及び外管が同時に破損する保守的な想定として、1次冷却材は、1次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えいするものとする。</u></p> <p>5) <u>1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s Lー約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。</u></p> <p>6) <u>カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ0.49kPa及び1.72kPaで一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。</u></p> <p>7) <u>原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方100mmの位置 (N s Lー710mm) を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。</u></p> <p>8) <u>ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。</p> <p>v) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低（N s L-320mm）」によるものとし、<u>補助冷却設備</u>により崩壊熱を除熱するものとする。</p> <p>vi) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>vii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.2.8.2図及び第4.2.8.3図に示す。<u>事象発生の約7時間後の2ループのポニーモータによる低速運転停止後は、補助冷却設備による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約550℃、約540℃にとどまる。</u></p> | <p>度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>9) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。</p> <p>10) <u>原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。</u></p> <p>11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低（N s L-320mm）」によるものとし、<u>1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が350℃となるように補助冷却機インレットベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。</u></p> <p>12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>13) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.9.2図及び第4.3.3.9.3図に示す。</p> <p><u>安全容器内の1次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ1次冷却材が流出するため、炉心流量がわずかに低下するとともに、原子炉冷却材液位が低下し、約27分後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム液面低」の設定値であるN s L-100mmに到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。</u></p> <p><u>原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やかに低下する。その後も漏えいが継続し、約87分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値であるN s L-320mmに到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているため、主冷却器出口ナトリウム温度の制御目標値を維持できず、炉心温度及び1次・2次冷却材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約5時間で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方100mmの位置を下回り、1次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備のみでの除熱になる。その後、1次・2次冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊熱は安定的に除去される。</u></p> <p><u>燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約550℃及び約540℃であり、評価項目を満足する。また、</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                            | 変更後  |
|--|--|
| <p>以上より、1次冷却材漏えい(2箇所)事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p>原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約460℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約430℃であり、原子炉容器出入口冷却材(1次補助冷却系)の最高温度は、それぞれ約390℃及び約360℃である。</p> <p>以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。</p> <p>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。</p> <p>崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を用いる。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して誤差-40mmを考慮し、NsL-140mmとする。</p> <p>解析結果を第4.3.3.9.4図及び第4.3.3.9.5図に示す。</p> <p>原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「i)基本ケース」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず、それぞれ約1,800℃及び約460℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>なお、補助冷却設備の単独運転時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、「i)基本ケース」の解析に比べて、それぞれ約20℃、約10℃及び約10℃高く、約450℃、約440℃及び約440℃であり、原子炉容器出口冷却材(1次補助冷却系)の最高温度は、「i)基本ケース」の解析に比べて、約10℃高く約400℃、原子炉容器入口冷却材温度(1次補助冷却系)は「i)基本ケース」の解析からほとんど上昇せず約370℃である。</p> <p>以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損</p> |



| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>a) (i) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。</p> <p>b) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。</p> <p>c) 事故発生前から常時運転のコンクリート遮へい体冷却系の運転を継続し、安全容器外面冷却による除熱を実施するものとする。</p> <p>d) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を評価する。なお、蒸発したナトリウムは1次アルゴンガス系に整備した安全板より流出するものとする。</p> <p>e) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱(240kW)を有した放射性物質等が安全容器内に移行するものとする。</p> <p>f) 原子炉容器底部に移行した放射性物質等はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器底部を熔融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。</p> <p>g) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び放射性物質等による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する。</p> <p>ii) 解析結果<br/> 原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.2.8.4図及び第4.2.8.5図に示す。<br/> 上記の事象推移の結果に基づき安全容器内の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した放射性物質等の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の最高温度は設計温度450℃を超えることはない。また、安全容器内の圧力上昇は、安全弁の動作等により抑制され、設計圧力を超えることはない。<br/> 以上より、安全容器の健全性は損なわれず、安全容器内で放射性物質等を冷却保持できる。</p> | <p><u>においても大きな保守性を確保している。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。</li> <li>2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。</li> <li>3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。</li> <li>4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、<u>それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。</u></li> <li>5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を用いる。</li> <li>6) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。</li> <li>7) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、<u>沸点到達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器(床下)に流出するものとする。</u></li> </ol> <p>b. 解析結果<br/> 計算結果を第4.3.3.9.6図及び第4.3.3.9.7図に示す。<br/> 本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材漏えい箇所からのナトリウムの漏えいにより液位が低下し、原子炉は自動停止するものの、その後の崩壊熱除去機能の喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは、1次アルゴンガス系内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さらに低下する。<br/> 評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約4時間後に1次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1次主冷却系の循環が停止する。事象発生約18時間後に、原子炉容器内と安全容器</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p><u>b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の破損の防止</u><br/> <u>本事象の事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時より低い状態で、1次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) を、1次冷却材を介して過温・過圧することはなく、当該バウンダリの破損の防止のための評価の条件は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」が相対的に厳しい。</u><br/> <u>このため、措置の有効性の評価は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p><u>c. 原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる熱的影響の緩和</u><br/> <u>本事象の事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器 (床下) に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」より少ない。</u><br/> <u>このため、措置の有効性の評価は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p><u>「a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等の安全容器内保持」の評価結果及び「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の評価結果から、1次冷却材漏えい (2箇所) 事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> | <p><u>内の液位が平衡し、1次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約3日後に約800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約5日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない。</u><br/> <u>以上のように、炉内事象過程においては、炉心の損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材 (ナトリウム) や損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。</u></p> <p><u>ii. 炉外事象過程の解析</u></p> <p><u>a. 解析条件</u><br/> <u>計算コードFLUENT等により解析する。FLUENTによる解析体系を第4.3.3.9.8図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1) 原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を溶融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。</u></li> <li><u>2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。</u></li> <li><u>3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性FPを除くものとする。</u></li> <li><u>4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱 (240kW) を炉外過程解析の初期値とする。</u></li> <li><u>5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流量は 20,500m<sup>3</sup>/h (通常運転時: 15,000~20,000m<sup>3</sup>/h)、安全容器入口温度は 40℃ (事故時設計値: 40℃) として流入させ、4) の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。</u></li> <li><u>6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約1/3が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル (以下「GL」という。) -12,460mmで維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位はGL-8,900mmとする。</u></li> <li><u>7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び損傷炉心物質による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する。</u></li> </ol> <p><u>B. 解析結果</u><br/> <u>計算結果を第4.3.3.9.9図から第4.3.3.9.12図に示す。</u><br/> <u>安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する (安全容器底板の下に</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
|                       | <p>は炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。)。第 4.3.3.9.9 図に示した安全容器底板の径方向温度分布においては、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心（第 4.3.3.9.9 図の横軸が 0 の位置）から離れるに従い温度は低下する。炭素鋼遮へい板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛直上向きに流れ方向を変え、コンクリート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側面に開けられた開口部から、安全容器に向けて窒素ガスが水平方向に流出し、安全容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒素ガスは上向きの流れとなって安全容器の上部から流出する。第 4.3.3.9.10 図に示す安全容器側面の温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面（第 4.3.3.9.10 の横軸が 0 の位置）から約 1.5m 近傍で最も高くなり、それより上方は低下する。</p> <p>崩壊熱が最も高い時刻 0 秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃であり、設計温度（450℃）を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。</p> <p>以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1 次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる。</p> <p>以上より、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却されるとともに、安全容器に係る評価項目を満足することから、安全容器の健全性は確保され、格納容器の破損は防止できる。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>i. 炉内事象過程の不確かさの影響評価</p> <p>炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を考慮して十分に保守的な条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。</p> <p>ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価</p> <p>格納容器破損防止措置の有効性評価における炉外事象過程の不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。</p> <p>安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造温度に対し、影響が大きいパラ</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p><u>メータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件が挙げられる。</u></p> <p><u>発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱(240kW)を設定している。しかしながら、損傷炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大きいため、崩壊熱のみの不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱(240kW)から25%増加させて300kWとする条件で解析を実施する。</u></p> <p><u>解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。</u></p> <p><u>温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温度レベルが上昇する。安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度(450℃)を超えることはなく、また、損傷炉心物質の最高温度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラファイトの最高温度は約680℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃でありナトリウムが沸騰することはない。</u></p> <p><u>以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保され、格納容器の破損は防止できる。</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.8.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                      | 手順  | 設備                            |      |  |
|---|---|-------------------------------|------|--|
|   |   | 常設設備                          | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認                             | ・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) を確認する。   | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系             | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生の判断                                       | ・ 安全容器内1次主冷却系配管 (外側) 破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。                                       | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 安全容器による漏えいした冷却材の保持<br>・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保 | ・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。  | ① 安全容器                        | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 補助冷却設備運転                                      | ・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。   | ① 補助冷却設備                      | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断                        | ・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。   | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器 (床下) に放出          | ・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下) に流出することを確認する。  | ① 断熱材及びヒートシシク材                | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 格納容器アイソレーション確認                                | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁 | —    | ① 原子炉保護系 (アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          |
| 原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断                   | ・ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したと判断する。   | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 安全容器による冷却材や放射性物質等の保持<br>・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却  | ・ 安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。               | ① 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系         | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |

変更後

第4.3.3.9.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                                      | 手順  | 設備              |      |   |
|---|---|-----------------|------|---|
|   |   | 常設設備            | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認                             | ・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系 | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」<br>③核計装 (線形出力系)                |
| 事故発生の判断                                       | ・ 安全容器内1次主冷却系配管 (外側) 破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。                                       | —               | —    | ① 「炉内ナトリウム液面計」  |
| 安全容器による漏えいした冷却材の保持<br>・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保 | ・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。  | ①安全容器           | —    | ① 「炉内ナトリウム液面計」<br>②安全容器呼吸系圧力計<br>③ 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計 |
| 補助冷却設備運転                                      | ・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。   | ①補助冷却設備         | —    | ① 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計                                  |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4.3.3.9.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作  | 手順   | 設備                                  |      |   |
|---|--|-------------------------------------|------|---|
|   |  | 常設設備                                | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉冷却材<br>バウンダリが高压<br>に至ることの判断                              | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が<br>生じた場合、原子炉冷却材バウ<br>ンダリが高压に至ると判断す<br>る。   | —                                   | —    | ①原子炉カバーガス圧力計  |
| 1次アルゴンガス系<br>安全板より、<br>ナトリウム蒸気を<br>格納容器(床下)<br>に放出          | ・1次アルゴンガス系安全板よ<br>り、ナトリウム蒸気が格納容器<br>(床下)に流出することを確認<br>する。  | ①安全板<br>②断熱材<br>③ヒートシンク材            | —    | ①安全板の状態表示   |
| 格納容器<br>アイソレーション確認  | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器<br>内温度高」、「格納容器内床上線<br>量率高」により、原子炉保護系<br>(アイソレーション)が動作し、<br>工学的安全施設が自動的に作動<br>し、隔離されることを確認する。           | ①格納容器<br>②格納容器バウン<br>ダリに属する配<br>管・弁 | —    | ①原子炉保護系<br>(アイソレーション)<br>②アイソレーション信号「格<br>納容器内圧力高」、「格納容<br>器内温度高」、「格納容器内<br>床上線量率高」 |
| 原子炉容器外に<br>冷却材や<br>損傷炉心物質が<br>流出したこと判断                      | ・安全容器内の圧力が著しく上昇<br>した場合、原子炉容器から安全<br>容器内に冷却材や損傷炉心物質<br>が流出したと判断する。   | —                                   | —    | ①安全容器呼吸系圧力計   |
| 安全容器による<br>冷却材や損傷炉心物質の<br>保持<br>・<br>コンクリート遮へい体<br>冷却系による冷却 | ・安全容器内呼吸系圧力計の監視<br>により、安全容器により冷却材<br>や損傷炉心物質が保持されるこ<br>とを確認する。また、コンクリ<br>ート遮へい体冷却系の運転によ<br>り、安全容器内にて保持した損<br>傷炉心物質を冷却する。 | ①安全容器及びコ<br>ンクリート遮へ<br>い体冷却系        | —    | ①コンクリート遮へい体冷<br>却系の温度計、窒素ガス冷<br>却器の流量計<br>②安全容器呼吸系圧力計                               |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.8.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |   |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  | 備考 |  |
|------------|-----------------------|--|---|----|----|----|-----|----|----|-----|-----|-----|--|----|--|
|            |                       | 5  | 10  | 20 | 30 | 60 | 5時間 | 1日 | 5日 | 10日 | 30日 | 40日 |  |    |  |
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | ▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損)<br>▽事故発生の判断(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)<br>▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断<br>▽原子炉容器外に放射性物質等が流出と判断 |   |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  |   |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1  | ・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。              |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    |  |
|            | 運転員A、B、D              | 3  | ・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。            |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B                  | 1  | ・安全容器による漏えいした冷却材の保持<br>・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保 |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。<br>・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。  |
|            | 運転員B、C                | 2  | ・補助冷却設備運転   |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A、B                | 2  | ・原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断                           |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員D                  | 1  | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出               |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。   |
|            | 運転員A、E                | 2  | ・格納容器アイソレーション確認                                   |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 |
| 状況判断       | 運転員A、B                | 2  | ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断                      |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に放射性物質等が流出したと判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、E                | 2  | ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持<br>・コンクリート遮へい体冷却系による冷却      |    |    |    |     |    |    |     |     |     |  |    | ・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。             |

変更後

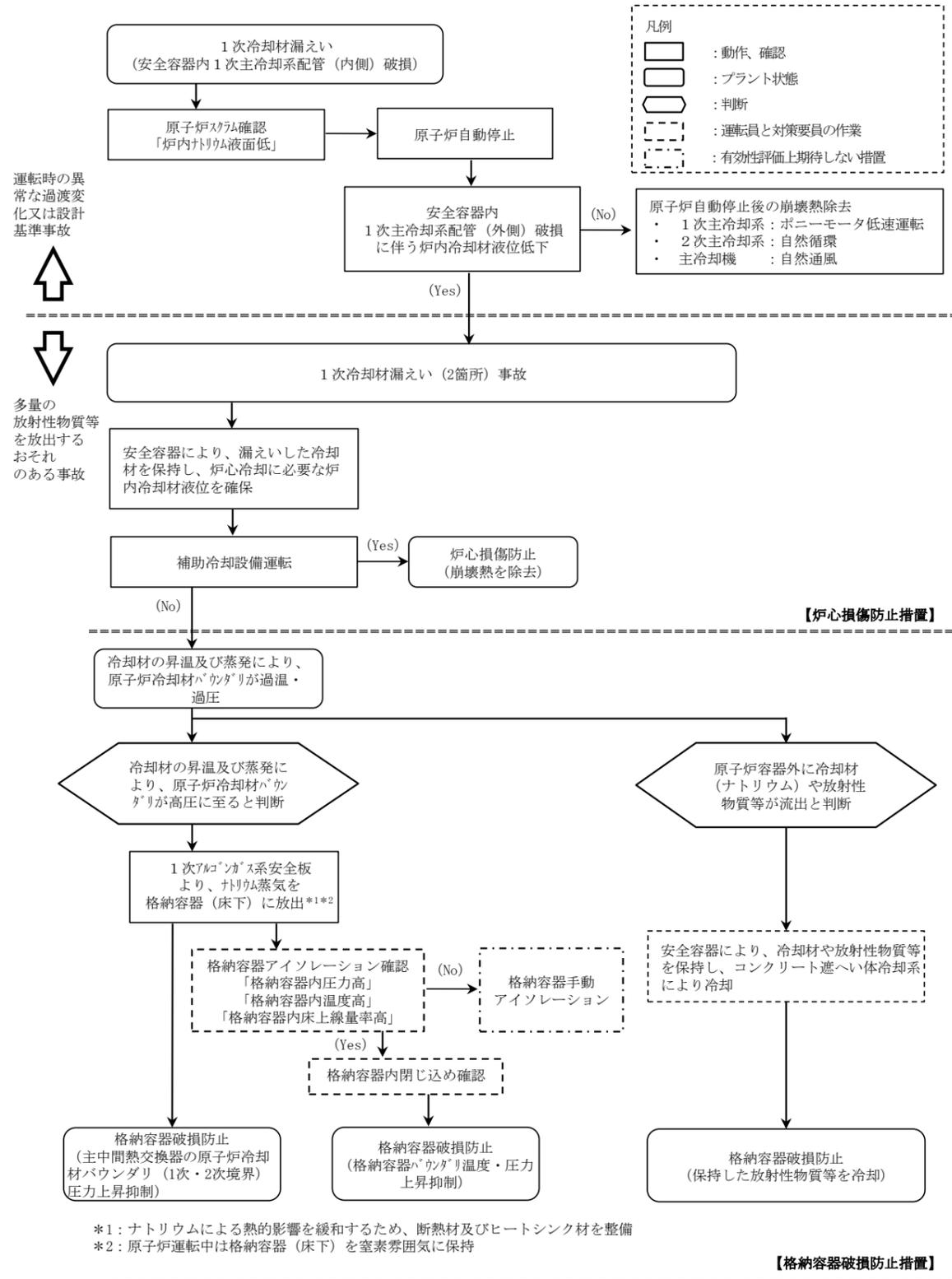
第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  | 備考 |  |
|------------|-----------------------|--|---|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|----|--|
|            |                       | 5  | 10  | 20 | 30 | 60 | 180 | 300 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |    |  |
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | ▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損)<br>▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止<br>▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動<br>▽事故発生の判断(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    |  |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1  | ・原子炉スクラム確認  |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。   |
|            | 運転員A、B、D              | 3  | ・事故発生の判断  |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。<br>・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。              |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B                  | 1  | ・安全容器による冷却材漏えい量の抑制の確認<br>・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保 |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・炉心損傷防止措置(安全容器による液位確保)は、運転員の操作を介在しなくても、受動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、液位確保の確認及び監視となる。 |
|            | 運転員B、C                | 2  | ・補助冷却設備運転   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。<br>・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する(機器の操作時間に余裕を見込んでも、60分以内に操作可能)。               |

第4.3.3.9.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

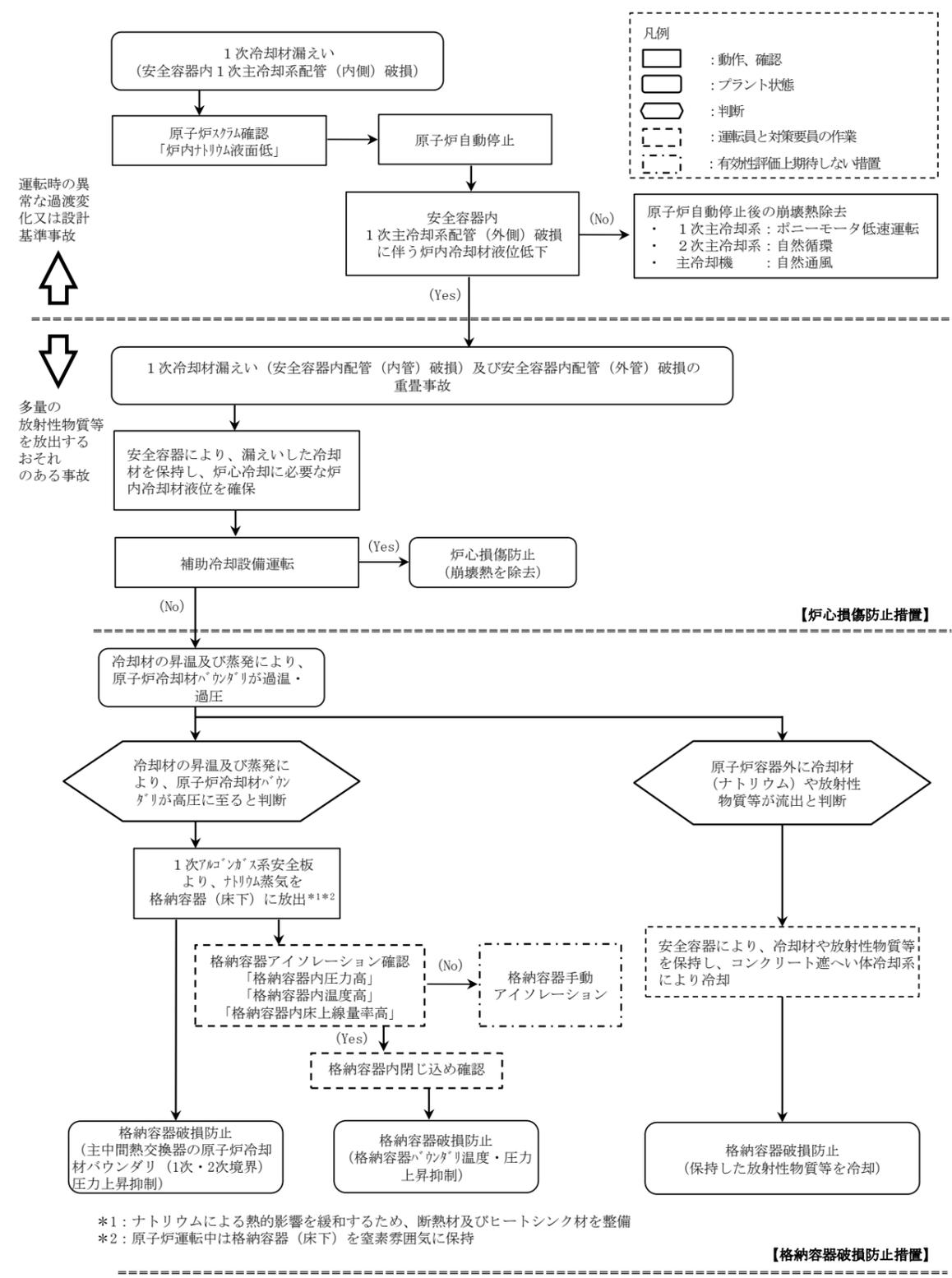
| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  | 備考 |   |
|------------|-----------------------|--|---|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|----|---|
|            |                       | 5  | 10  | 20 | 30 | 60 | 180 | 300 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |    |   |
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | ▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損)<br>▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止<br>▽補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗<br>▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断<br>▽原子炉容器外に放射性物質が流出と判断 |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    |   |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮  |   |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    |   |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1  | ・原子炉スクラム確認                                  |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。  |
|            | 運転員A、B、D              | 3  | ・事故発生の判断                                    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。  |
| 状況判断       | 運転員A、B                | 2  | ・原子炉冷却材温度が高圧に至ることの判断                        |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員C、D                | 2  | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出         |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・運転員は、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断した場合、ベートラップを含む1次アルゴンガス系安全板までの流路のヒータを入りとする。安全板による過圧防止は、運転員の操作を介在しなくても、受動的に機能するよう設計している。このため、ヒータ操作後の運転員の役割は、原子炉冷却材バウンダリ等の圧力の確認及び監視となる。                          |
|            | 運転員A、E                | 2  | ・格納容器アイソレーション確認                             |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。<br>・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいした場合は、格納容器床下温度が60℃を超えて原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。<br>・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。 |
| 状況判断       | 運転員A、B                | 2  | ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質が流出したことの判断                 |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に放射性物質が流出したと判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、E                | 2  | ・安全容器による冷却材や放射性物質の保持<br>・コンクリート遮へい体冷却系による冷却 |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |    | ・安全容器により冷却材や放射性物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質を冷却する。  |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



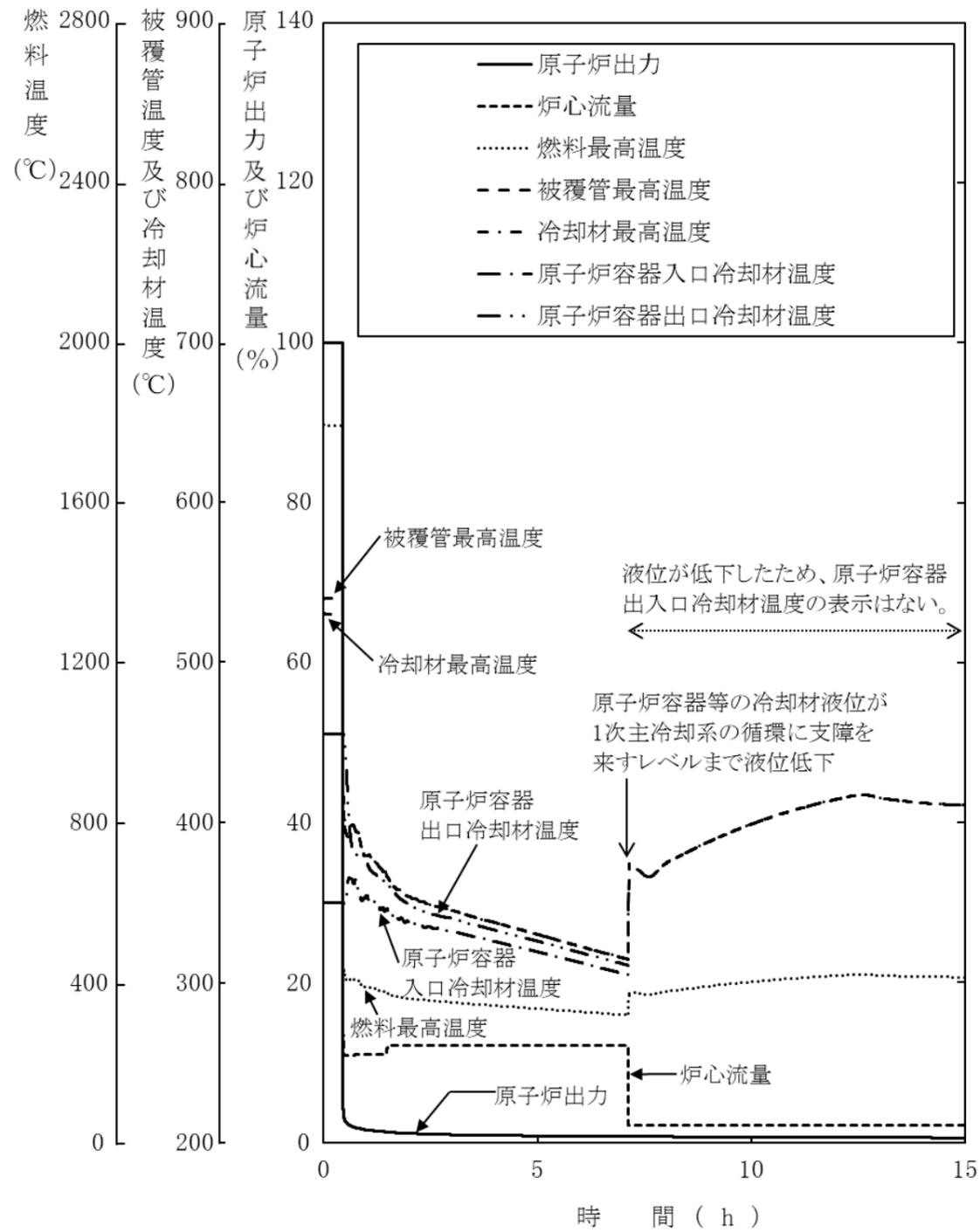
第 4. 2. 8. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

変更後



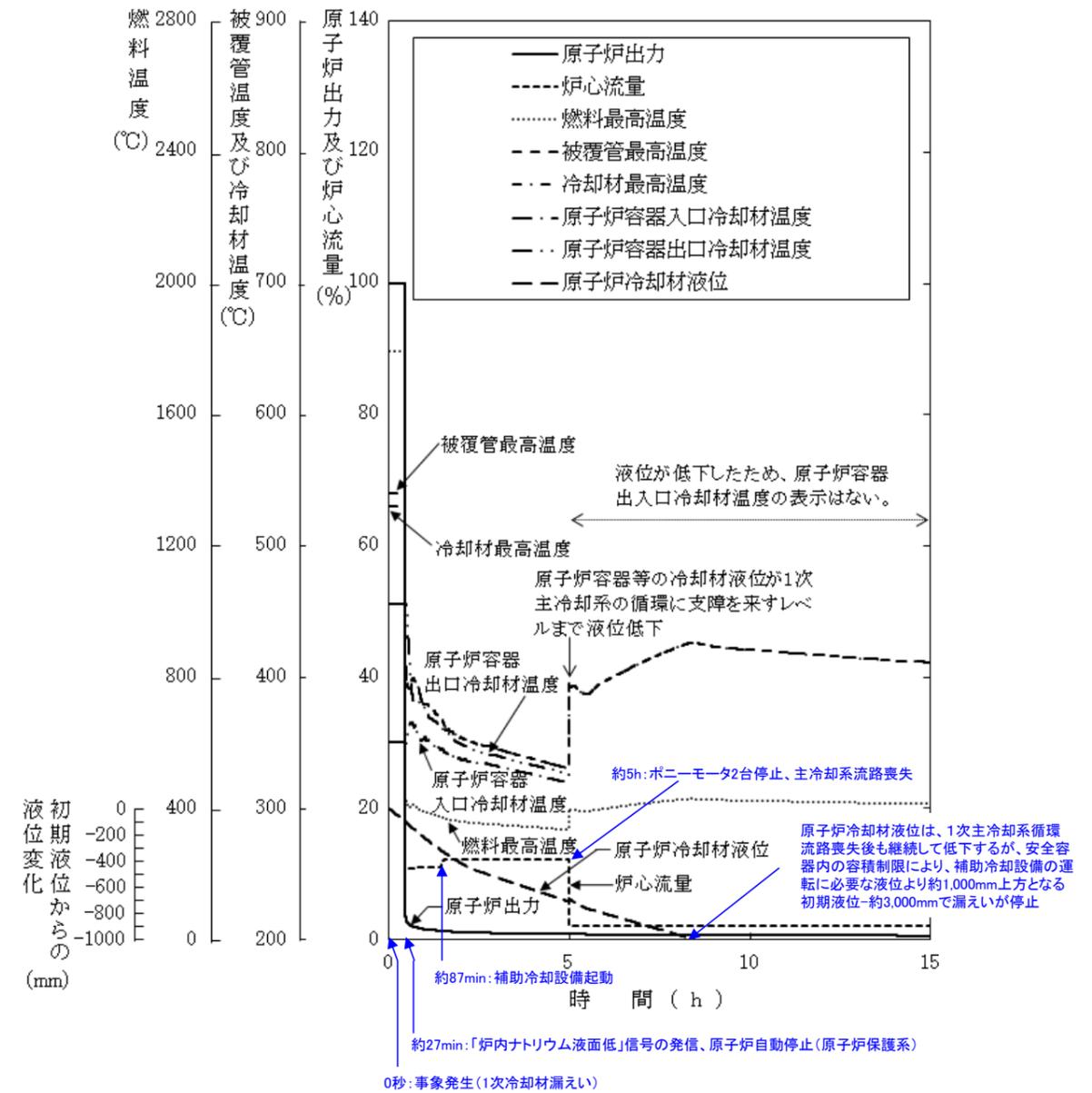
第 4. 3. 3. 9. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



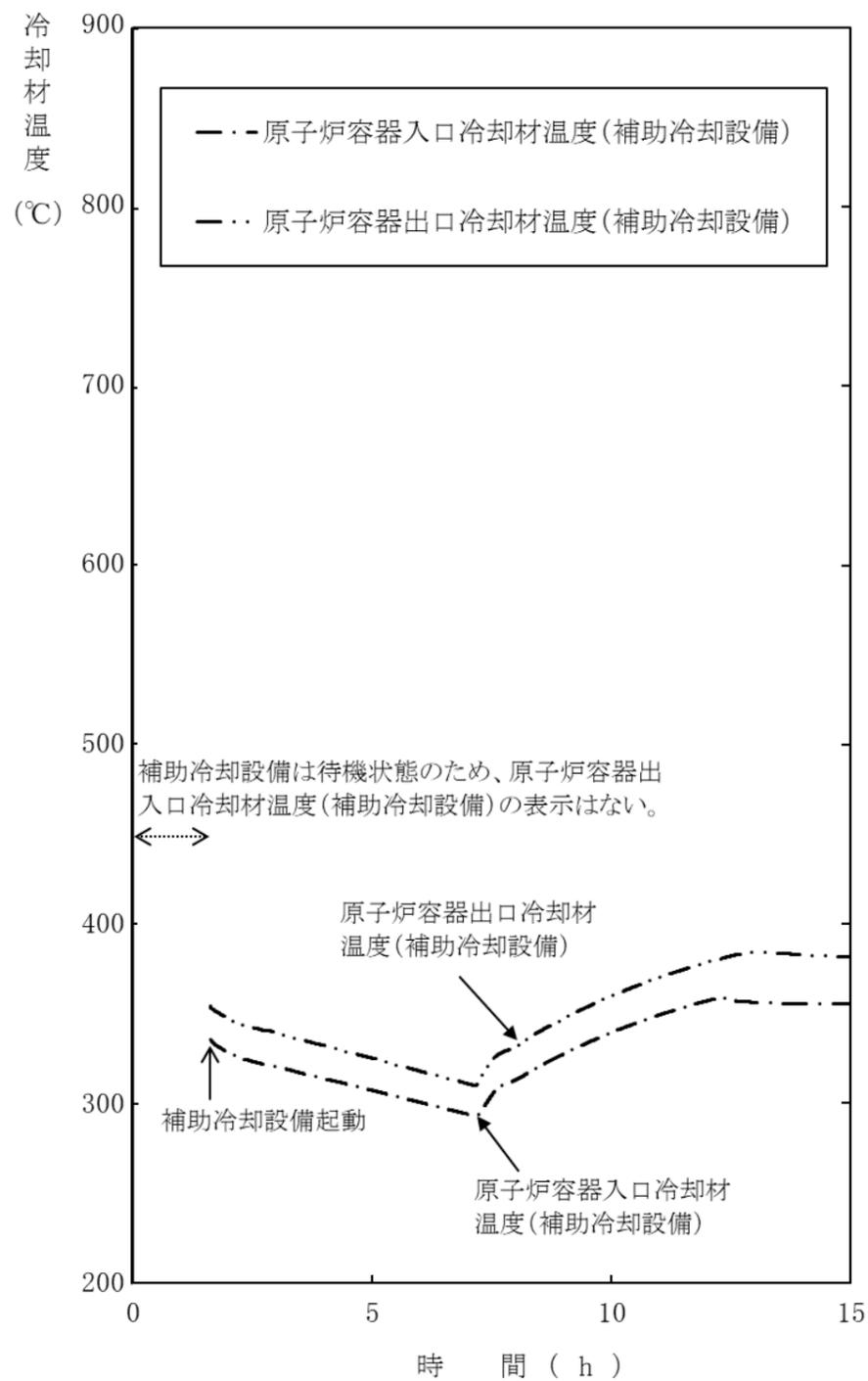
第 4. 2. 8. 2 図 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)

変更後



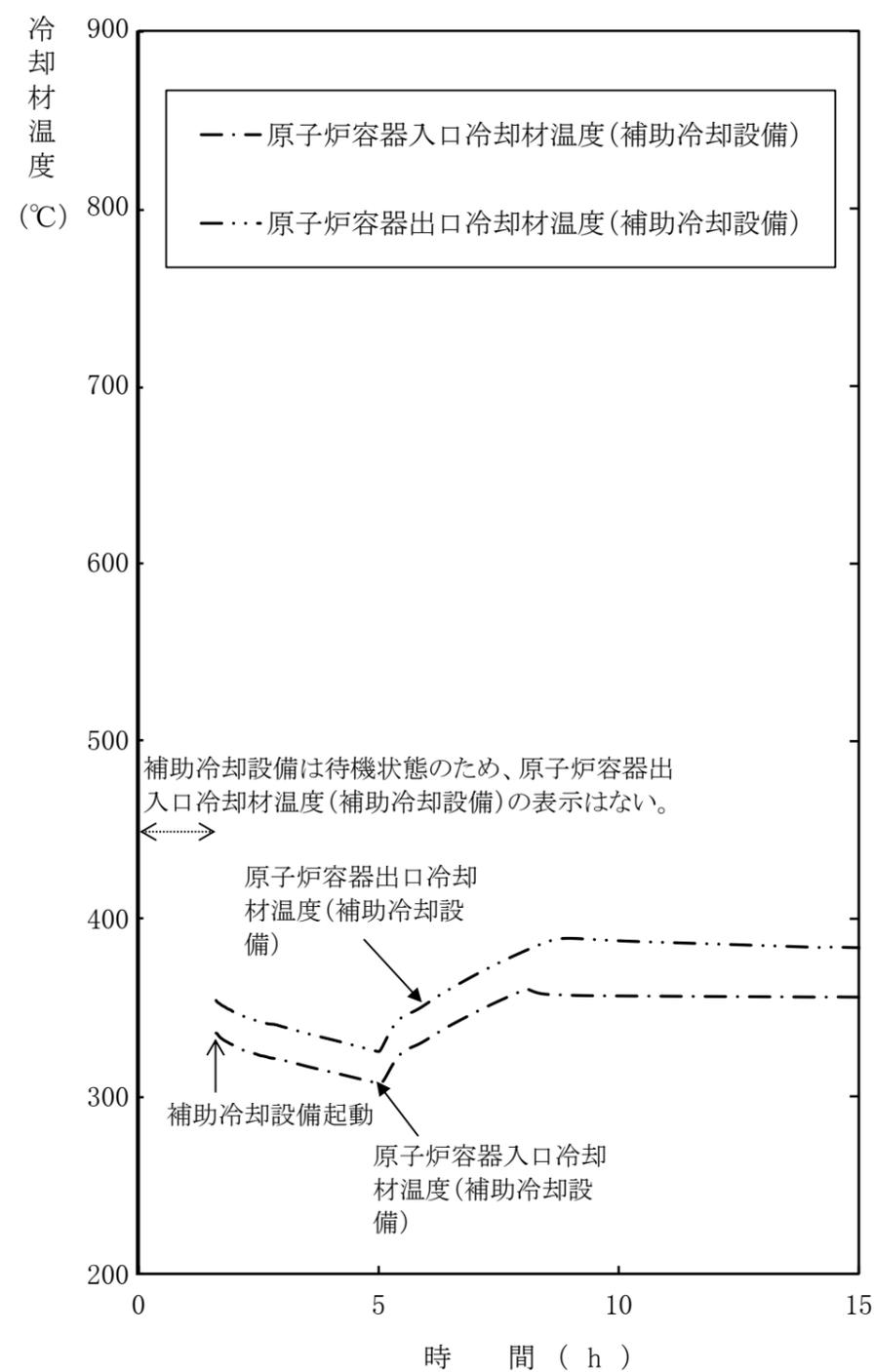
第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び  
安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 8. 3 図 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)

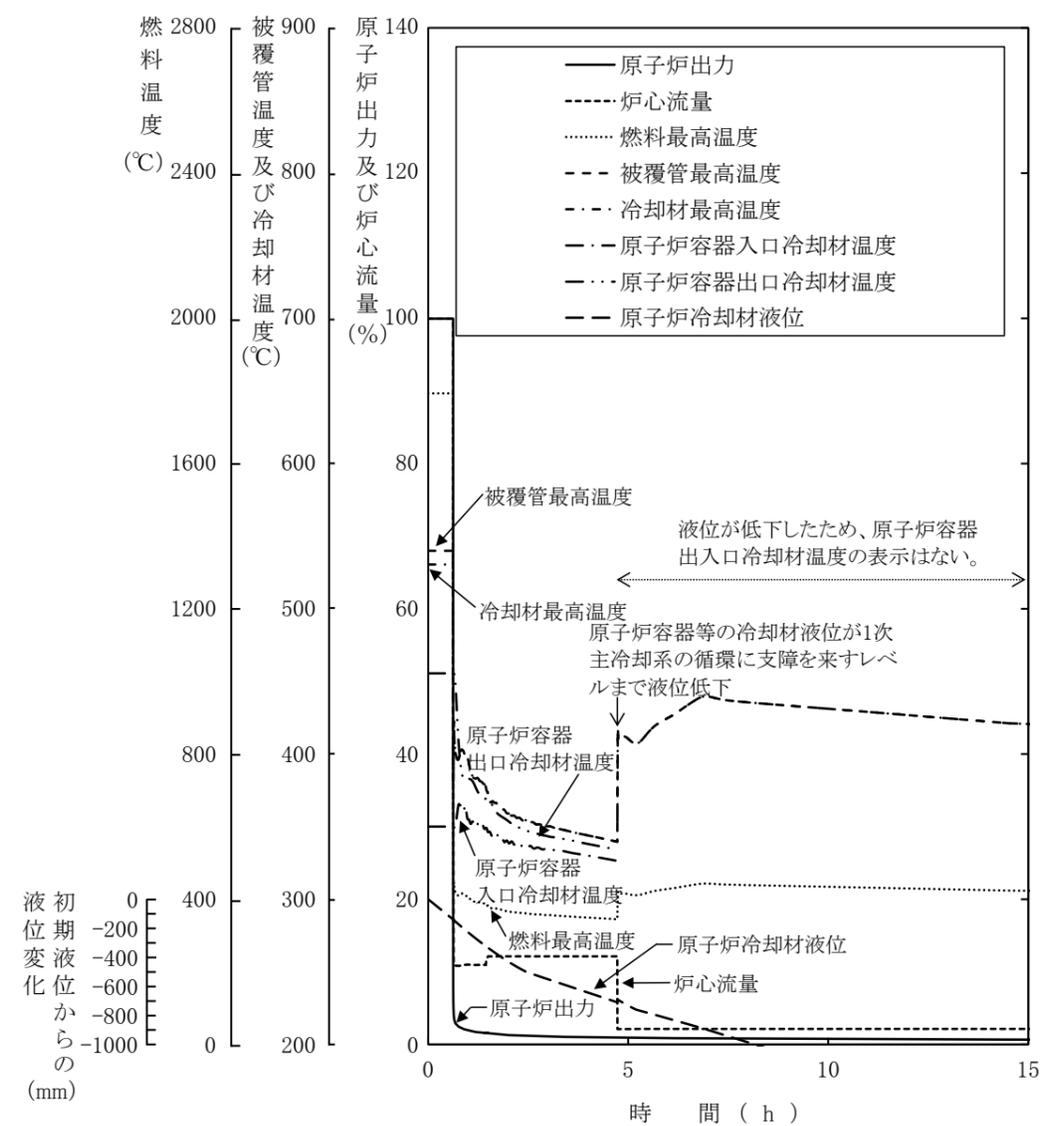
変更後



第 4. 3. 3. 9. 3 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損)  
及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

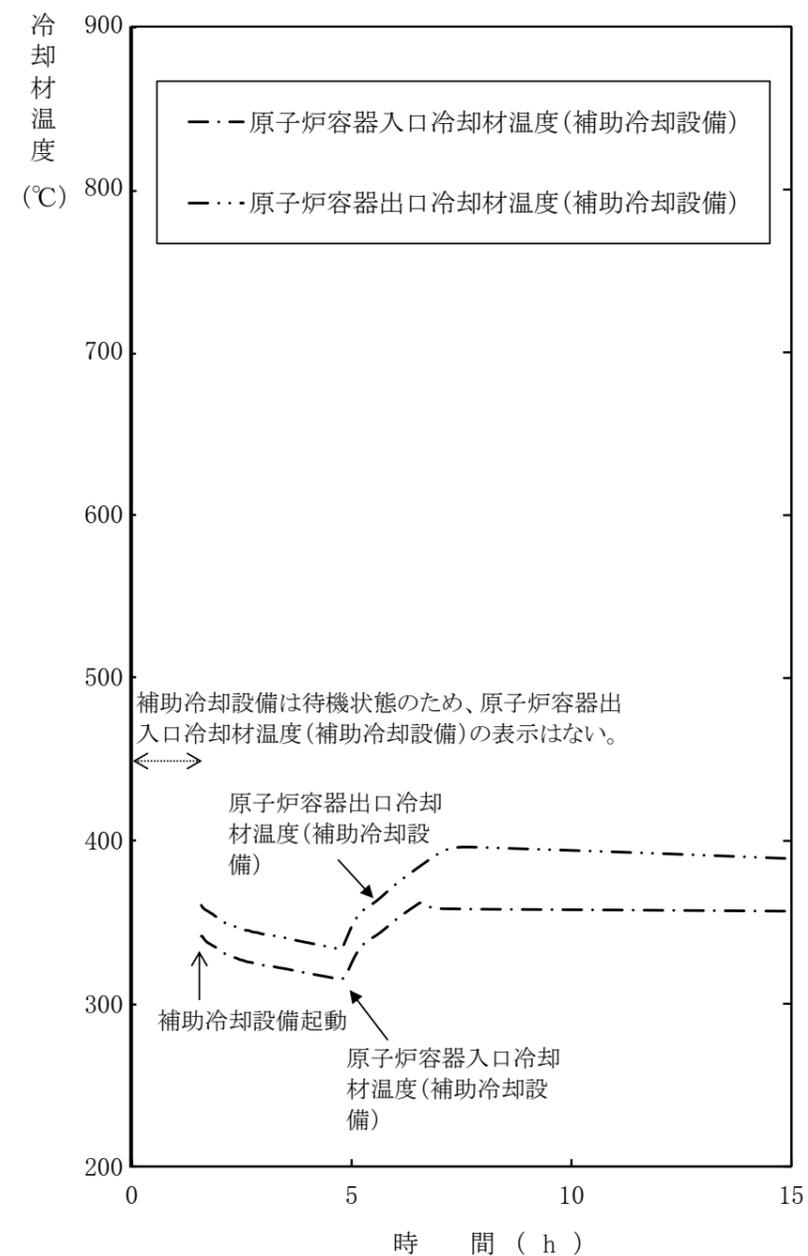
変更後



第 4.3.3.9.4 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重量事故 (不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重量事故 (不確かさの影響評価)

第 4.2.8.4 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移) (省略)

第 4.3.3.9.6 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移) (変更なし)

第 4.2.8.5 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)

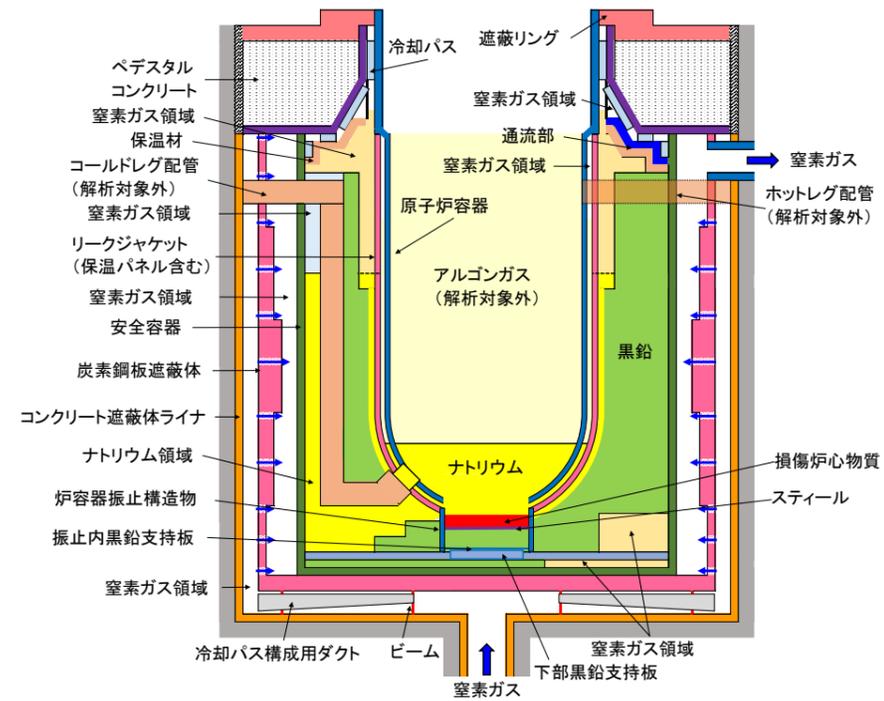
第 4.3.3.9.7 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

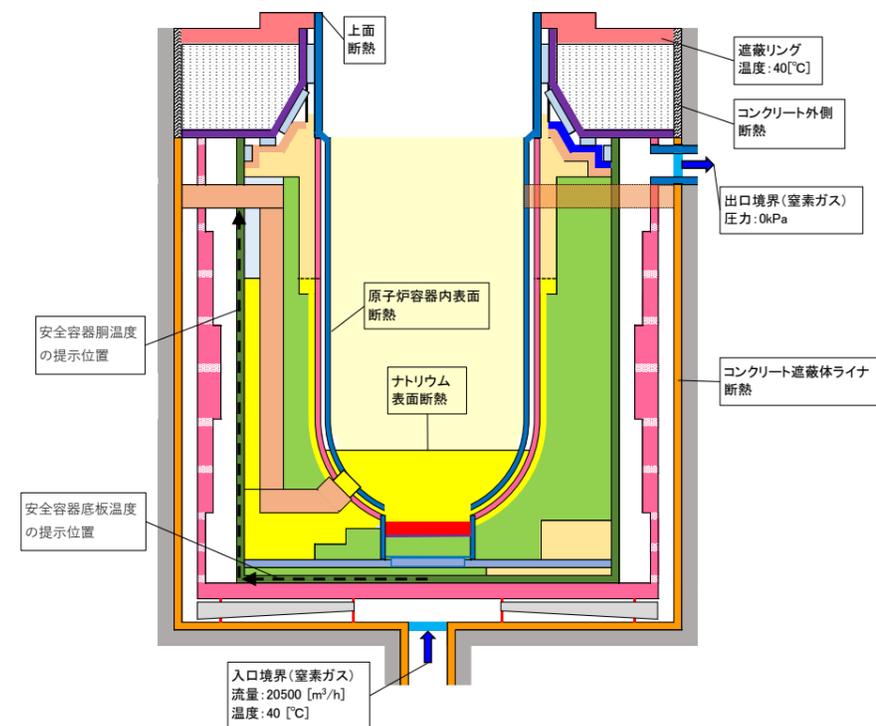
(省略)

変更後

(変更なし)



(解析体系)

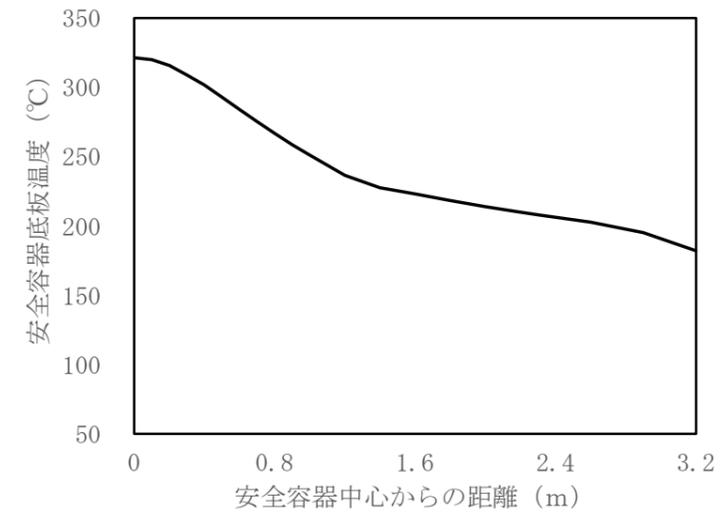


(境界条件等)

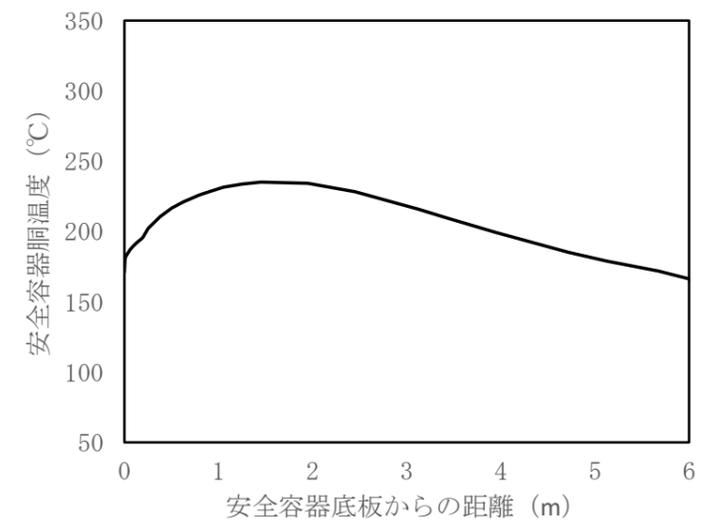
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



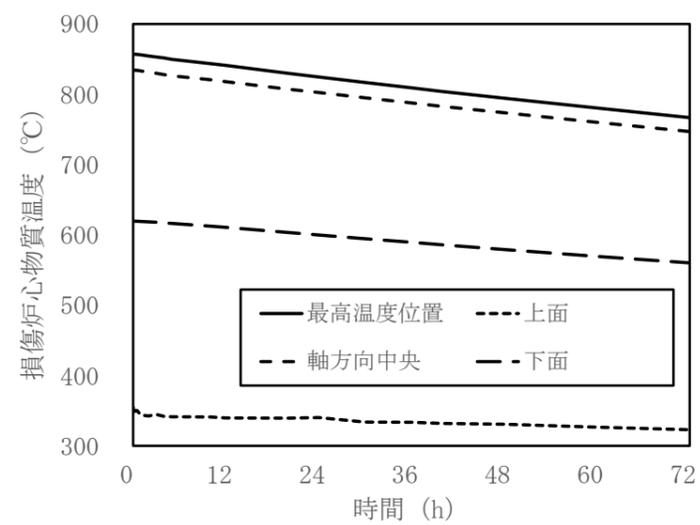
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



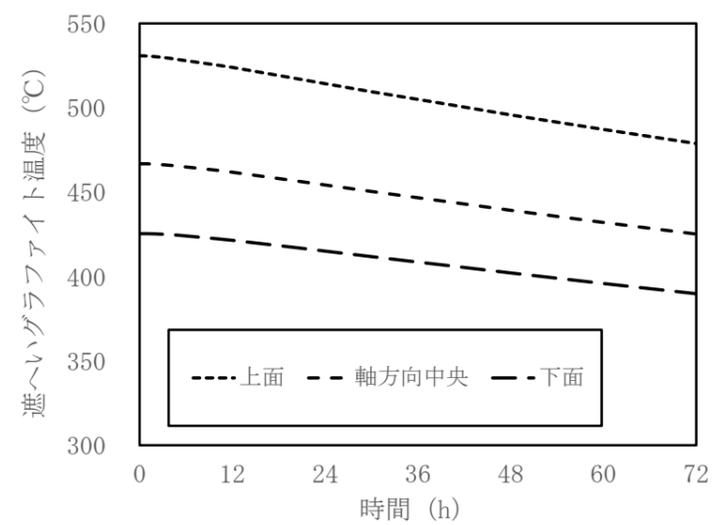
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



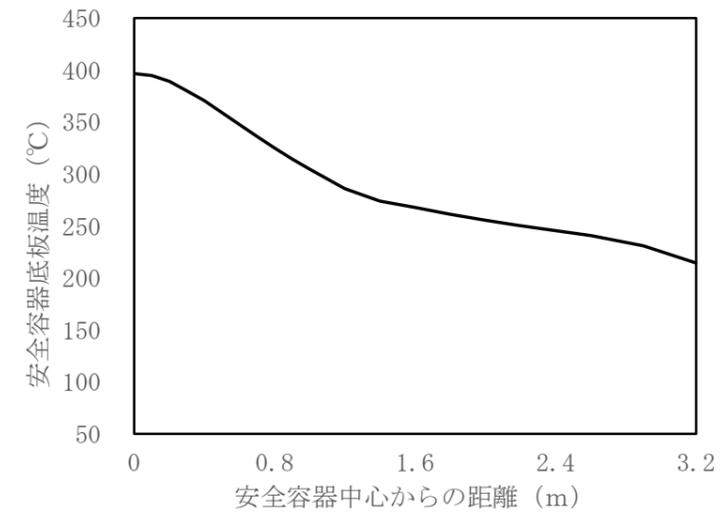
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



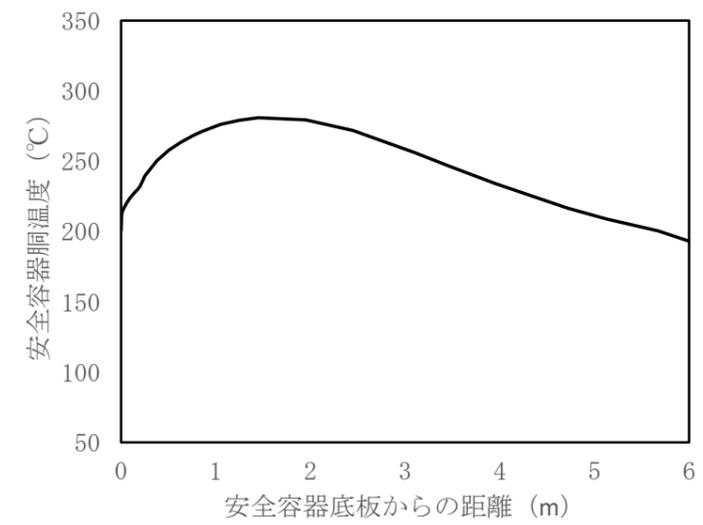
第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4.3.3.9.13 図 安全容器底板の径方向温度分布 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.9.14 図 安全容器胴の軸方向温度分布 (不確かさの影響評価)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後  |
|-----------------------|--|
| (なし)                  | (追加)<br><u>4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故</u><br><u>(省略)</u>   |
| (なし)                  | (追加)<br><u>4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故</u><br><u>(省略)</u> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>4. 2. 10 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。<u>したがって、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。</p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4. 2. 10. 1 図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。</p> <p>b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手</p> | <p>4. 3. 3. 12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。措置に使用する1次主冷却系及び2次主冷却系ともに、流路に閉塞要因となる構造物はなく(1次主冷却系の逆弁は構造が単純で信頼性が高い)、また、原子炉停止後は主送風機の風量を調節するインレットベーンがほぼ全閉状態となるため、冷却材の凍結による閉塞も考え難く、自然循環による崩壊熱除去の信頼性は高い。</u></p> <p><u>炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。<u>また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 3. 3. 12. 1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。</p> <p>b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>動でも制御可能とする。<br/>c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第4. 2. 10. 1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 2. 10. 2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<br/>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支</p> | <p>動でも制御可能とする。<br/>c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置<br/>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。</p> <p>a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>(iii) その他<br/>a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。</p> <p>(4) 資機材<br/>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. 3. 3. 12. 1表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 3. 3. 12. 2表に示す。<br/>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>i) 基本ケース<br/>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</p> <p>2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</p> <p>3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1. 3. 2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止するものとする。</p> <p>5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>iii) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。</p> <p>iv) 原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。</p> <p>v) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>vi) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.2.10.2図に示す。</p> <p><u>自然循環による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約650℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温度は約650℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。</u></p> <p>以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。</p> | <p>係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</p> <p>6) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。</p> <p>7) <u>原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。</u></p> <p>8) 原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。</p> <p>9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>10) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.12.2図に示す。</p> <p><u>外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行するが、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。</u></p> <p><u>原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。</u></p> <p><u>燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約650℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期値から上昇せず、最高温度はそれぞれ約460℃及び約350℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p>以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p><u>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
|                       | <p><u>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。</u></p> <p><u>崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。</u></p> <p><u>解析結果を第 4. 3. 3. 12. 3 図に示す。</u></p> <p><u>崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、両者ともに約 10℃高く約 660℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、それぞれ約 1, 800℃、約 460℃及び約 350℃であり、評価項目を満足する。</u></p> <p><u>以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u></p> <p><u>炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p><u>上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作          | 手順  | 設備                |      |  |
|-------------------|---|-------------------|------|--|
|                   |   | 常設設備              | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止)を確認する。            | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系 | -    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生の判断           | ・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。        | -                 | -    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 自然循環移行            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。 | -                 | -    | ① 関連するプロセス計装                                 |

第4.2.10.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     | 備考 |
|------------|-----------------------|--|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5 | 10 | 20 | 30 | 60 | 120 | 180 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |    |
|            |                       | 異常事象発生 (外部電源喪失)<br>事故発生の判断<br>(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 当直長                   | ・ 運転操作指揮   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1 ・ 原子炉スクラム確認  |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 運転員A、B                | 2 ・ 事故発生の判断  |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B、C                | 2 ・ 自然循環移行   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 運転員D、E                | 2 ・ 強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |

第4.2.10.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作          | 手順  | 設備                   |      |  |
|-------------------|---|----------------------|------|--|
|                   |   | 常設設備                 | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系      | -    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」<br>③核計装 (線形出力系) |
| 事故発生の判断           | ・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。  | -                    | -    | ① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計                  |
| 自然循環移行            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。                                 | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系 | -    | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量   |

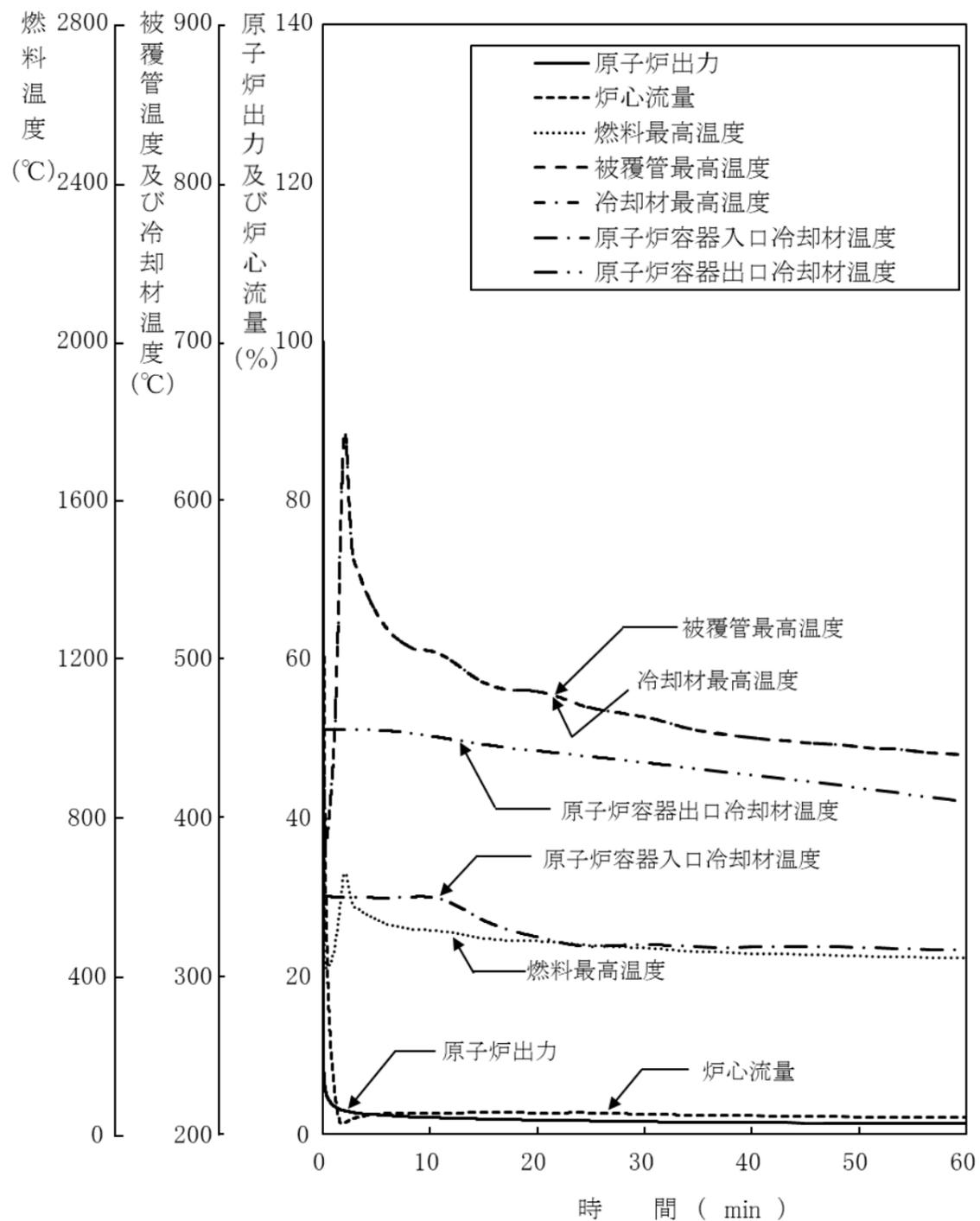
下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     | 備考 |
|------------|-----------------------|--|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | 5 | 10 | 20 | 30 | 60 | 120 | 180 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |    |
|            |                       | 異常事象発生 (外部電源喪失)<br>事故発生の判断<br>(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 当直長                   | ・ 運転操作指揮   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1 ・ 原子炉スクラム確認  |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 運転員A、B                | 2 ・ 事故発生の判断  |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B、C                | 2 ・ 自然循環移行   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |
|            | 運転員D、E                | 2 ・ 強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧   |   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |    |

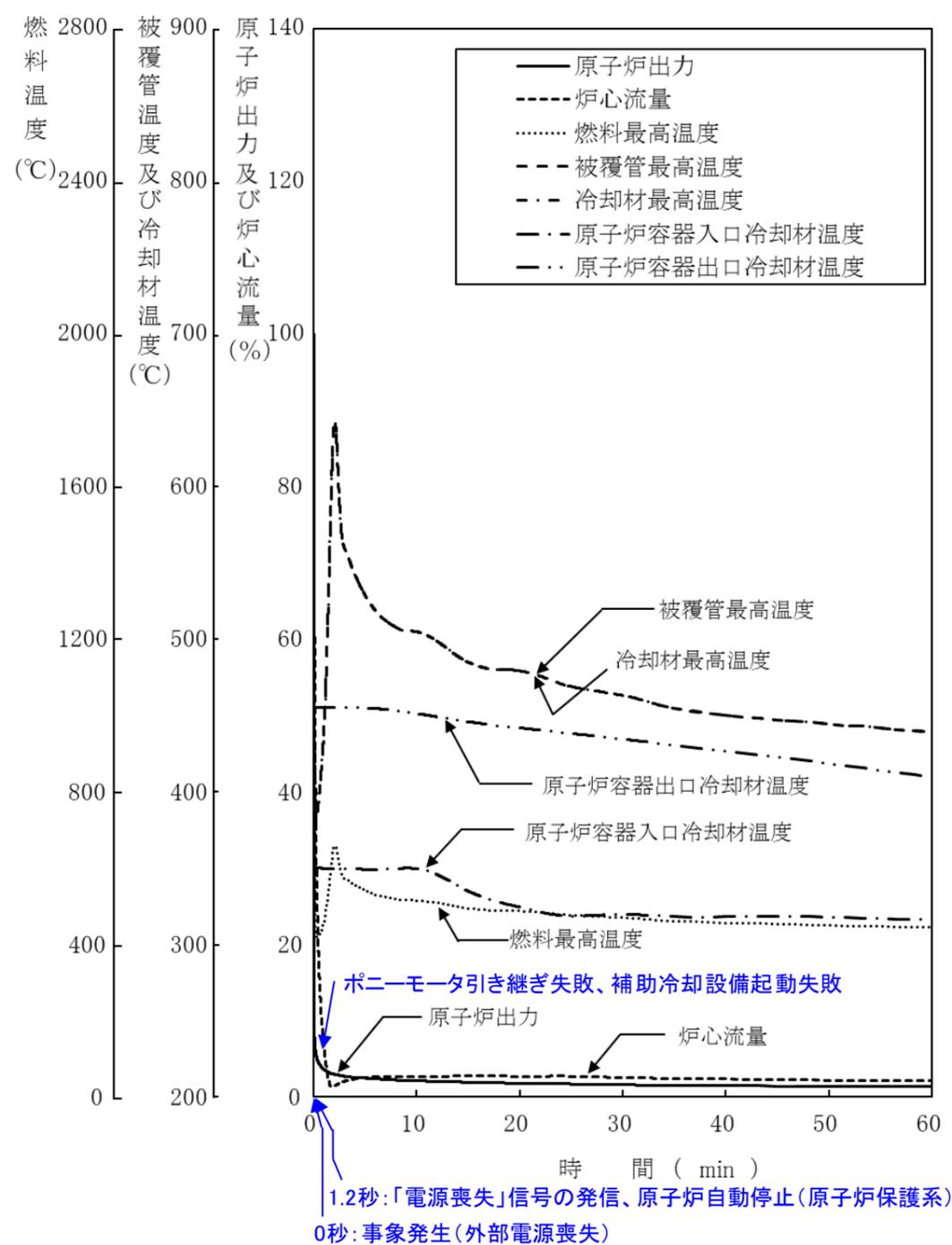
第4.3.3.12.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 10. 2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)

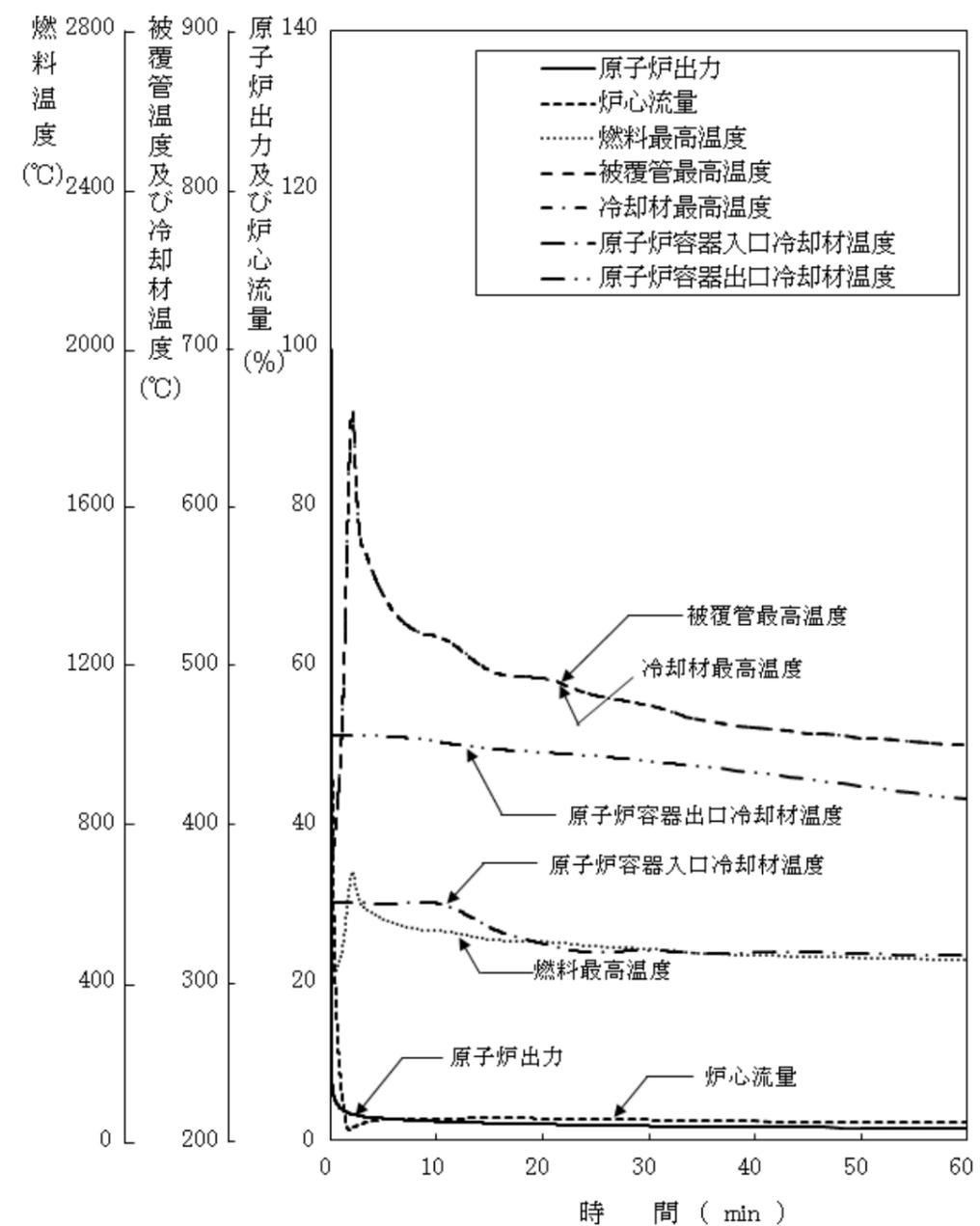
変更後



第 4. 3. 3. 12. 2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 12. 3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>4. 2. 9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。<u>したがって、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p>1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4. 1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。</p> <p>この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（<u>熔融炉心物質を含む。</u>）が流出したものと、安全容器にて、流出した冷却材や放射性物質等を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止するため、<u>1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する措置を講じる。</u>また、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。</p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 2. 9. 1図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> | <p>4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも操作等が実施できるものとする。</u></p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4. 2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。</p> <p>この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や<u>損傷炉心物質</u>が流出したものと、安全容器にて、流出した冷却材や<u>損傷炉心物質</u>を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した<u>損傷炉心物質</u>を冷却する措置を講じる。<u>本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、<u>1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。</u>また、<u>格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。</u></p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 3. 3. 13. 1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(i) 炉心損傷防止措置<br/>(省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等を保持するため、安全容器を整備する。</p> <p>b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>c. ～ f.<br/>(省略)</p> <p>(iii) その他<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.9.1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.9.2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<br/>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。</p> <p>i) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.</p> | <p>(i) 炉心損傷防止措置<br/>(変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。</p> <p>b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>c. ～ f.<br/>(変更なし)</p> <p>(iii) その他<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.13.1表及び第4.3.3.13.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>a. 解析条件<br/>計算コードSuper-COPDにより解析する。<u>本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。</u></p> <p>1) <u>原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。</u></p> <p>2) <u>燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。</u></p> <p>3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</p> <p>ii) <u>ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>iii) <u>原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。</u></p> <p>iv) <u>原子炉の停止後、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。</u></p> <p>v) <u>原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。</u></p> <p>vi) <u>措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>vii) <u>崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p><u>解析結果を第 4.2.9.2 図に示す。1 ループの自然循環による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約 750℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温度は約 750℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。</u></p> | <p><u>類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。</u></p> <p>4) <u>ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>5) <u>原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。</u></p> <p>6) <u>原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 7.1%Δk/k とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。</u></p> <p>7) <u>原子炉の停止後、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。</u></p> <p>8) <u>1 ループの 2 次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2 次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に 2 次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2 次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な 1 ループによる自然循環冷却である。</u></p> <p>9) <u>措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>10) <u>崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p><u>解析結果を第 4.3.3.13.2 図に示す。</u></p> <p><u>1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。</u></p> <p><u>2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)                                    | 変更後   |
|--|---|
| <p>以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p>定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器1次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れを持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。</p> <p>燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両者ともに約750℃であり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約0.0004であり、通常運転時の燃焼末期における被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和(約0.2)との合計は、設計上の制限値(1.0)を下回ることから、評価項目を満足する。</p> <p>原子炉容器出口冷却材温度(自然循環ループ)は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約460℃、原子炉容器入口冷却材温度(自然循環ループ)の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約410℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>ii) 不確かさの影響評価</p> <p>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シナリオに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。</p> <p>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。</p> <p>崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し373℃とする。</p> <p>解析結果を第4.3.3.13.3図に示す。</p> <p>「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等の安全容器内保持</p> <p>本事象は、原子炉容器液位が確保された状態で崩壊熱除去機能を喪失する事故であるため、「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、安全容器内保持の有効性評価の条件は、「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」が相対的に厳しい。</p> <p>このため、措置の有効性の評価は、「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」において実施する。</p> <p>b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の破損の防止</p> | <p>発信が「i)基本ケース」の解析より約2秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが「i)基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約20℃高く約770℃であり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約0.0007であり、通常運転時の燃焼末期における被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和(約0.2)との合計は、設計上の制限値(1.0)を下回ることから、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度(自然循環ループ)は、「i)基本ケース」の解析に比べ約10℃高く約470℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度(自然循環ループ)は、約410℃であり、評価項目を満足する。</p> <p>以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LMRで解析する。</p> <p>本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4)原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、炉外事象過程の評価の条件は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故」の炉外事象過程の評価の方が相対的に厳しい。このため、炉外事象過程の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故」において実施する。「(5)主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6)蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」の評価項目は、格納容器応答過程の解析により評価する。</p> <p>なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを解析する。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>i) 解析条件</p> <p>a) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。</p> <p>b) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。</p> <p>c) 原子炉冷却材温度の上昇を高め<u>に評価するため、主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。</u></p> <p>d) 事故発生前から常時運転のコンクリート遮へい体冷却系の運転を継続し、安全容器外面冷却による除熱を<u>実施するものとする。</u></p> <p>e) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の温度を評価する。</p> <p>f) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第1編 軽水炉規格(2016)<sup>(17)</sup>の PVB-3220 及び PVB-3230 に準拠して評価する。</p> <p>g) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力を考慮する。</p> <p>ii) 解析結果<br/>原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.2.9.3図及び第4.2.9.4図に示す。</p> | <p>本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算では、<u>原子炉冷却材温度及び圧力が評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。</u></p> <p>i) 炉内事象過程の解析</p> <p>a. 解析条件<br/><u>2次冷却材の漏えい等により、1次主冷却系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で評価する。</u><br/><u>本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等の断熱を仮定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間及びナトリウムの蒸発速度を以下の条件で計算する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。</li> <li>2) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。</li> <li>3) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。</li> <li>4) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。</li> <li>5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。</li> <li>6) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の温度を評価する。<u>主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を第4.3.3.13.4図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。</u></li> <li>7) 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を構成する部位のうち、形状等の観点で評価条件が最も厳しくなる2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会 発電用原子力設備規格<sup>(18)</sup>の PVB-3220 及び PVB-3230 に準拠して評価する。</li> <li>8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。<u>1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しないものとする。</u></li> </ol> <p>b. 解析結果<br/>原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.3.3.13.5図及び第4.3.3.13.6図に示す。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p><u>過圧防止措置により主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) の圧力は 0.1MPa 以下に抑制され、原子炉容器内の事象推移の計算温度から求められる耐圧 1.0MPa を下回るため、バウンダリの健全性は確保される。</u></p> <p><u>c. 原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる熱的影響の緩和</u></p> <p><u>i) 解析条件</u><br/>計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。</p> <p><u>a) ナトリウムは、「b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) の破損の防止」で評価した冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板より蒸気の形態で流出するものとする。</u></p> <p><u>b) 窒素雰囲気 (酸素濃度 3.5vol%) の格納容器 (床下) に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器 (床下) にプール状に溜るものとする。</u></p> <p><u>c) 格納容器 (床下) に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を検討する。</u></p> <p><u>d) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による</u></p> | <p><u>本評価事故シナリオにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇する。</u></p> <p><u>原子炉容器内の冷却材の蒸発により原子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧 (9.8kPa[gage]) を超過すると安全板が開放され、原子炉冷却材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する措置を講じていることから、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) の圧力は 0.1MPa 以下に抑制される。これに対して、日本機械学会 発電用原子力設備規格に準拠して、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する 815℃における主中間熱交換器の 2 次側下部プレナムの鏡板の座屈に関して評価した結果、許容圧力は 0.6MPa であり、原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) 内の圧力は許容圧力を下回る。</u></p> <p><u>なお、当該事象発生時には補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) に影響が生じることを防止する。</u></p> <p><u>以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1 次・2 次境界) の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。</u></p> <p><u>ii) 格納容器応答過程の解析</u></p> <p><u>a. 解析条件</u><br/>計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。<u>CONTAIN-LMRにおける解析体系を第 4.3.3.13.7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1) 格納容器 (床上)、格納容器 (床下) 及び格納容器外 (外部環境) をモデル化する。</u></li> <li><u>2) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。</u></li> <li><u>3) 窒素雰囲気 (酸素濃度 3.5vol%) の格納容器 (床下) に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器 (床下) の底部にプール状に溜るものとする。</u></li> <li><u>4) 格納容器 (床下) に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を検討する。</u></li> <li><u>5) 格納容器 (床上) 圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃とする。また、格納容器 (床下) 圧力の初期値は 0.49kPa[gage]、格納容器 (床下) の構造材温度の初期値は 50℃とする。</u></li> <li><u>6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による</u></li> </ol> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>熱を考慮のものとする。</p> <p>e) 格納容器 (床上) と格納容器 (床下) は、<u>内外圧差 981Pa に対して 100% / d の通気率があるものとする。</u></p> <p>ii) 解析結果</p> <p>解析結果を第4. 2. 9. 5図及び第4. 2. 9. 6図に示す。</p> <p>格納容器 (床上) の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 0. 032kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約3. 2kPa[gage]) 及び約42℃であり、格納容器の設計圧力 1. 35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0. 13MPa [gage]) 及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を<u>超えず</u>、格納容器 (床上) の健全性は確保される。</p> <p>また、格納容器 (床下) の最高圧力は約0. 032kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約3. 2kPa [gage])、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、<u>それぞれ約68℃及び約68℃</u>であり、格納容器 (床下) の健全性は確保される。</p> <p>以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> | <p>伝熱を考慮のものとする。</p> <p>7) 格納容器 (床上) と格納容器 (床下) の間は、<u>圧力差 981Pa に対して 100% / d の通気率があるものとする。</u></p> <p>8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、<u>定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から格納容器 (床下) には全量が放出されると仮定し、格納容器 (床下) 及び格納容器 (床上) での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4. 3. 3. 13. 8図及び第4. 3. 3. 13. 9図に示す。</p> <p>格納容器 (床上) の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 0. 032kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約3. 2kPa[gage]) 及び約42℃であり、格納容器の設計圧力 1. 35kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約0. 13MPa[gage]) 及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を<u>超えることはなく</u>、格納容器 (床上) の健全性は確保される。</p> <p>また、格納容器 (床下) の最高圧力は約0. 032kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約3. 2kPa [gage])、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、<u>いずれも約68℃</u>であり、格納容器 (床下) の健全性は確保される。</p> <p><u>格納容器外へのCs-137の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約1. 2×10<sup>-4</sup>%、総放出量は約4. 4×10<sup>-3</sup>TBqとなり、100TBqを十分に下回る。</u></p> <p>以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、<u>評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。</u></p> <p><u>以上 i) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> <p>iii) 不確かさの影響評価</p> <p>a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価</p> <p><u>評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の健全性に影響を与える重要現象は原子炉冷却材温度及び圧力である。この内、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様に基づき保守的に設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。</u></p> <p><u>解析結果を第 4. 3. 3. 13. 10 図及び第 4. 3. 3. 13. 11 図に示す。</u></p> <p><u>崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815℃を下回り、その許容圧力は 0. 6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) 内の圧力は、「i) 炉内事象過程の解析」と同じ 0. 1MPa 以下となり、許容圧力を下回る。</u></p> <p><u>以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

b) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。格納容器 (床下) は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4. 3. 3. 13. 12 図及び第 4. 3. 3. 13. 13 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii) 格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器 (床上) の最高圧力は約 0.015kg/cm<sup>2</sup> 高くなり、約 0.047kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 4.7kPa[gage]) である。格納容器 (床上) の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約 42°C である。また、格納容器 (床下) の最高圧力は、約 0.015kg/cm<sup>2</sup> 高くなり約 0.047kg/cm<sup>2</sup>[gage] (約 4.7kPa[gage]) である。格納容器 (床下) の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約 5°C 高くなりいずれも約 73°C である。

格納容器外への Cs-137 の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 1.3×10<sup>-4</sup>%、総放出量は約 4.9×10<sup>-3</sup>TBq となり、100TBq を十分に下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

以上 a) 及び b) より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4. 2. 9. 1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作  | 手順  | 設備                            |      |  |
|---|---|-------------------------------|------|--|
|   |   | 常設設備                          | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認                               | ・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) を確認する。  | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系             | —    | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生 の判断  | ・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。  | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 自然循環移行 (1ループ)                                   | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。                                       | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断                          | ・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。   | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器 (床下) に放出            | ・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下) に流出することを確認する。  | ① 断熱材及びヒートシンク材                | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 格納容器アイソレーション確認                                  | ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁 | —    | ① 原子炉保護系 (アイソレーション)<br>② 関連するプロセス計装          |
| 原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断                     | ・ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したと判断する。   | —                             | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 安全容器による冷却材や放射性物質等の保持<br>・<br>コンクリート遮へい体冷却系による冷却 | ・ 安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。               | ① 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系         | —    | ① 関連するプロセス計装                                 |

変更後

第4. 3. 3. 13. 1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作          | 手順   | 設備                   |      |   |
|-------------------|--|----------------------|------|---|
|                   |  | 常設設備                 | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視により確認する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系      | —    | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」<br>③核計装 (線形出力系) |
| 事故発生 の判断          | ・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。   | —                    | —    | ① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計                         |
| 自然循環移行 (1ループ)     | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。  | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系 | —    | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量          |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第4.3.3.13.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作  | 手順   | 設備                          |      |   |
|---|--|-----------------------------|------|---|
|   |  | 常設設備                        | 可搬設備 | 計装設備  |
| 原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断                          | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。   | —                           | —    | ①原子炉出口冷却材温度計、原子炉カバーガス圧力計  |
| 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出              | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に流出することを確認する。  | ①安全板<br>②断熱材<br>③ヒートシンク材    | —    | ①安全板の状態表示   |
| 格納容器アイソレーション確認                                  | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。       | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属する配管・弁 | —    | ①原子炉保護系(アイソレーション)<br>②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」 |
| 原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断                     | ・安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器から安全容器内に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。   | —                           | —    | ①安全容器呼吸系圧力計   |
| 安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持<br>・<br>コンクリート遮へい体冷却系による冷却 | ・安全容器内呼吸系圧力計の監視により、安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。 | ①安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系        | —    | ①コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の流量計<br>②安全容器呼吸系圧力計                       |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.2.9.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

| 必要な要員と作業項目 |                      |  | 経過時間(分)   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | 備考   |
|------------|----------------------|--|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|
|            |                      |  | 5   | 10 | 20 | 30 | 60 | 3時間 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |  |  |
| 手順の項目      | 要員(名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | △異常事象発生(2次冷却材漏えい)<br>△事故発生の判断<br>(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)<br>▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断<br>▽原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断 |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
|            | 当直長                  | ・運転操作指揮  | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                 | 1 ・原子炉スクラム確認                                   | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。  |
|            | 運転員A、B               | 2 ・事故発生の判断                                     | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。<br>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B、C               | 2 ・自然循環移行(1ループ)                                | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。  |
| 状況判断       | 運転員A、B               | 2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断                      | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員D                 | 1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出          | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。   |
|            | 運転員A、E               | 2 ・格納容器アイソレーション確認                              | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 |
| 状況判断       | 運転員A、B               | 2 ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断                 | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したと判断する。   |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、D、E             | 3 ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持<br>・コンクリート遮へい体冷却系による冷却 | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。             |

第4.2.9.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

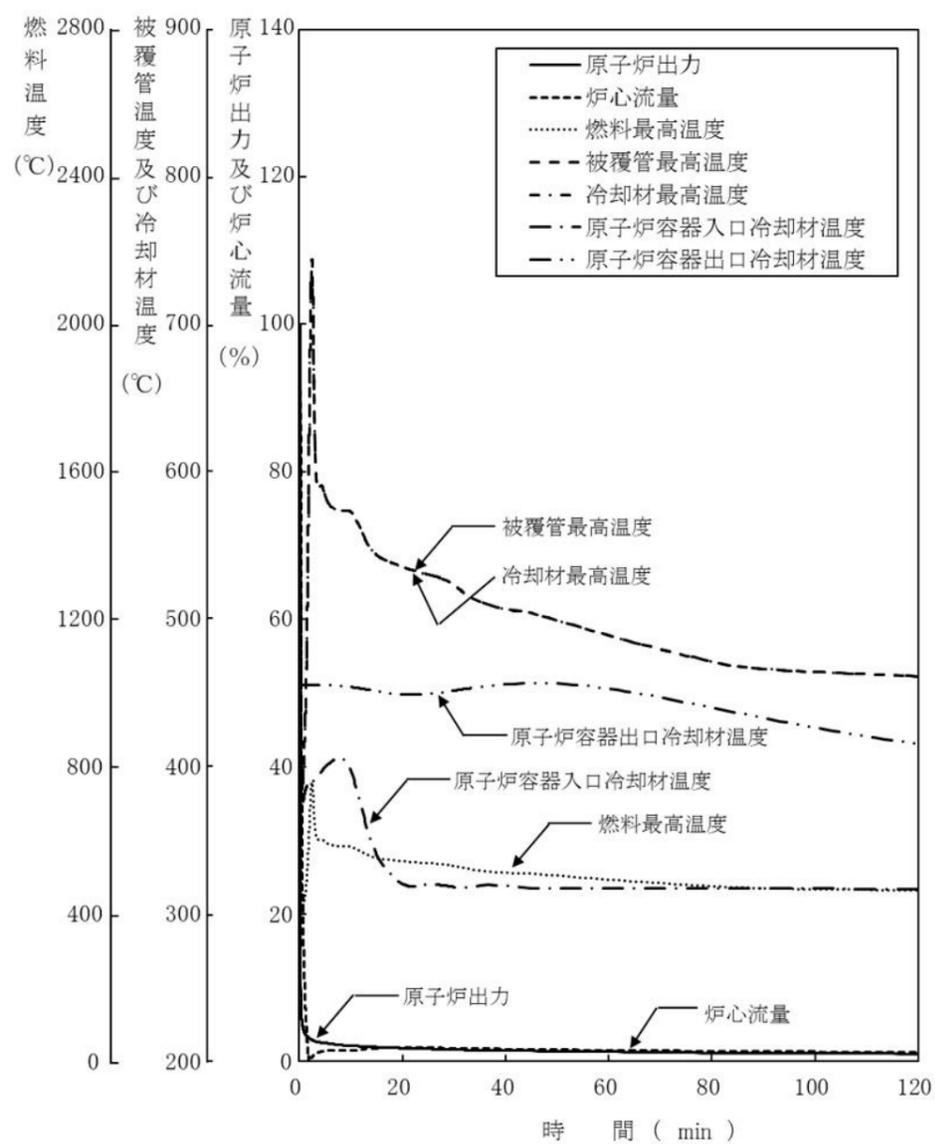
| 必要な要員と作業項目 |                      |                 | 経過時間(分)   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | 備考   |
|------------|----------------------|-----------------|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|
|            |                      |                 | 5   | 10 | 20 | 30 | 60 | 3時間 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |  |  |
| 手順の項目      | 要員(名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容           | △異常事象発生(2次冷却材漏えい)<br>△事故発生の判断<br>(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
|            | 当直長                  | ・運転操作指揮         | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                 | 1 ・原子炉スクラム確認    | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。                      |
|            | 運転員A、B               | 2 ・事故発生の判断      | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。<br>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。           |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A、B               | 2 ・自然循環移行(1ループ) | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。          |
| 2次冷却材漏えい対応 | 運転員C、D、E             | 3 ・2次冷却材ドレン、消火等 | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・2次冷却材漏えいを検出した場合には、2次冷却材を2次冷却材タンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。 |

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                      |  | 経過時間(分)   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | 備考   |
|------------|----------------------|--|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|
|            |                      |  | 5   | 10 | 20 | 30 | 60 | 3時間 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |  |  |
| 手順の項目      | 要員(名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容  | △異常事象発生(2次冷却材漏えい)<br>△事故発生の判断<br>(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)<br>▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断<br>▽原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断 |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
|            | 当直長                  | ・運転操作指揮  | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                 | 1 ・原子炉スクラム確認                                   | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。  |
|            | 運転員A、B               | 2 ・事故発生の判断                                     | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。<br>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。   |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員B、C               | 2 ・自然循環移行(1ループ)                                | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。  |
| 状況判断       | 運転員A、B               | 2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断                      | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員D                 | 1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出          | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。   |
|            | 運転員A、E               | 2 ・格納容器アイソレーション確認                              | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 |
| 状況判断       | 運転員A、B               | 2 ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質が流出したことの判断                  | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や放射性物質が流出したと判断する。  |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、D、E             | 3 ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持<br>・コンクリート遮へい体冷却系による冷却 | [Gantt Chart]   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |  |  | ・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。             |

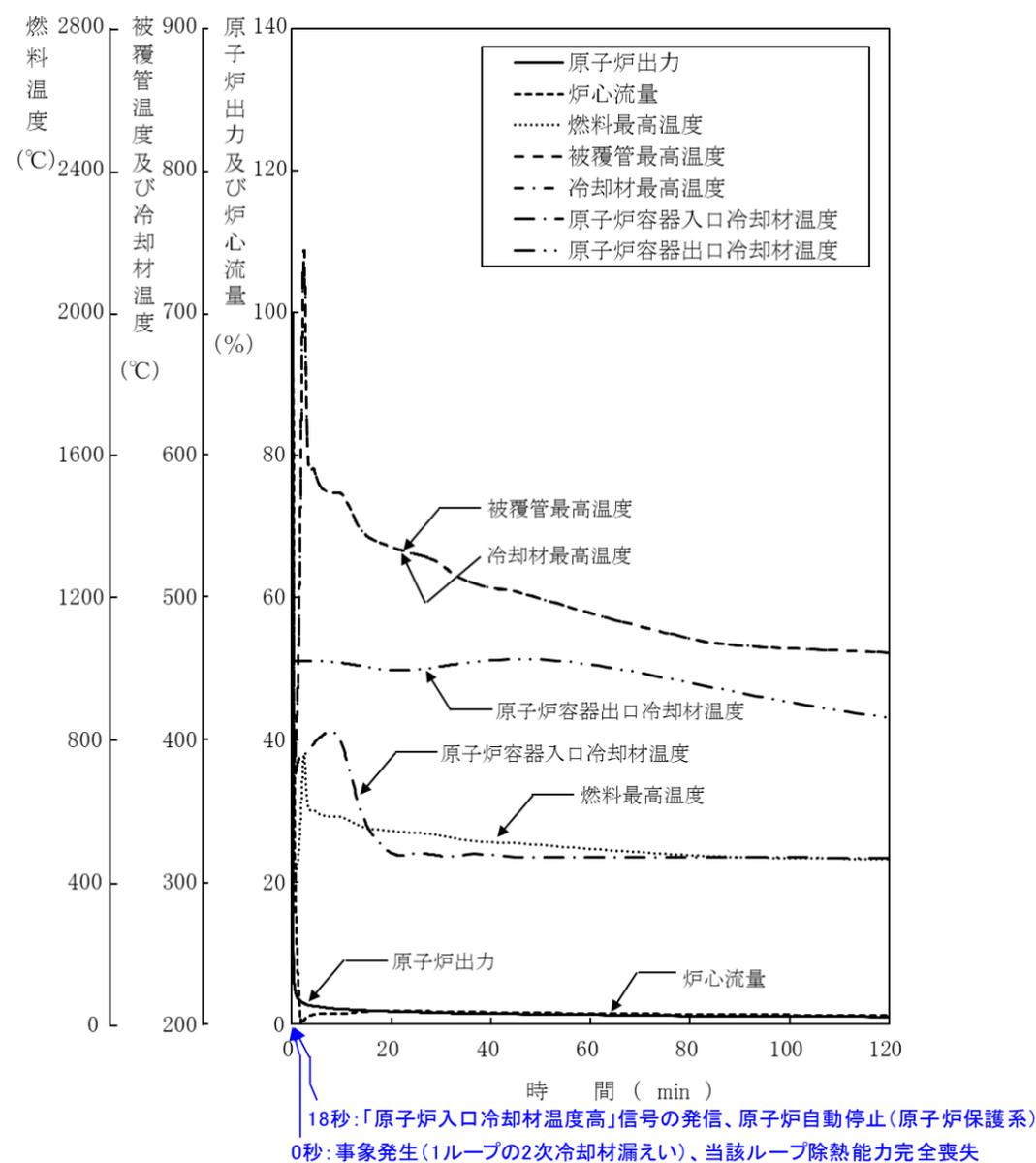
第4.3.3.13.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第 4. 2. 9. 2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

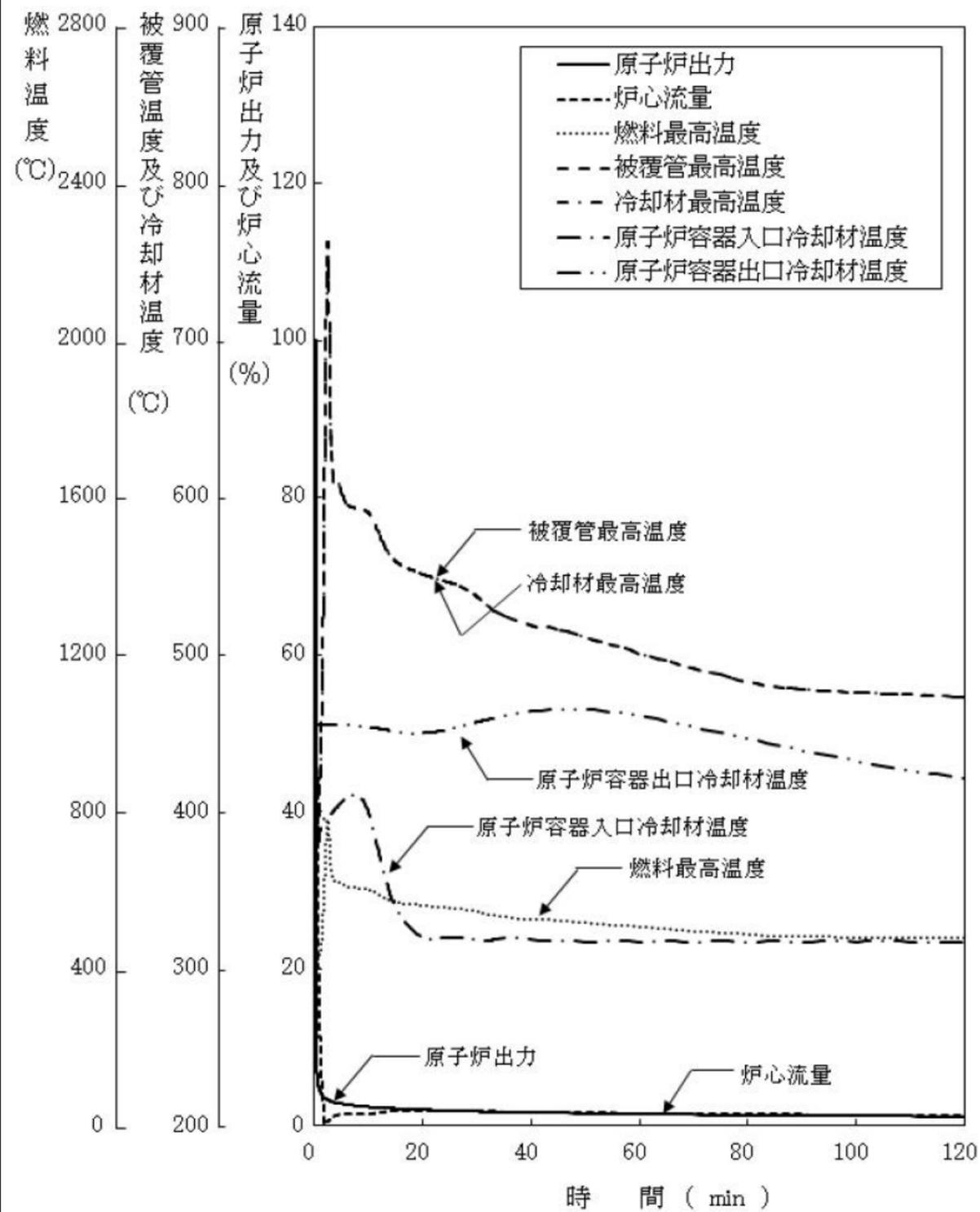
変更後



第 4. 3. 3. 13. 2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

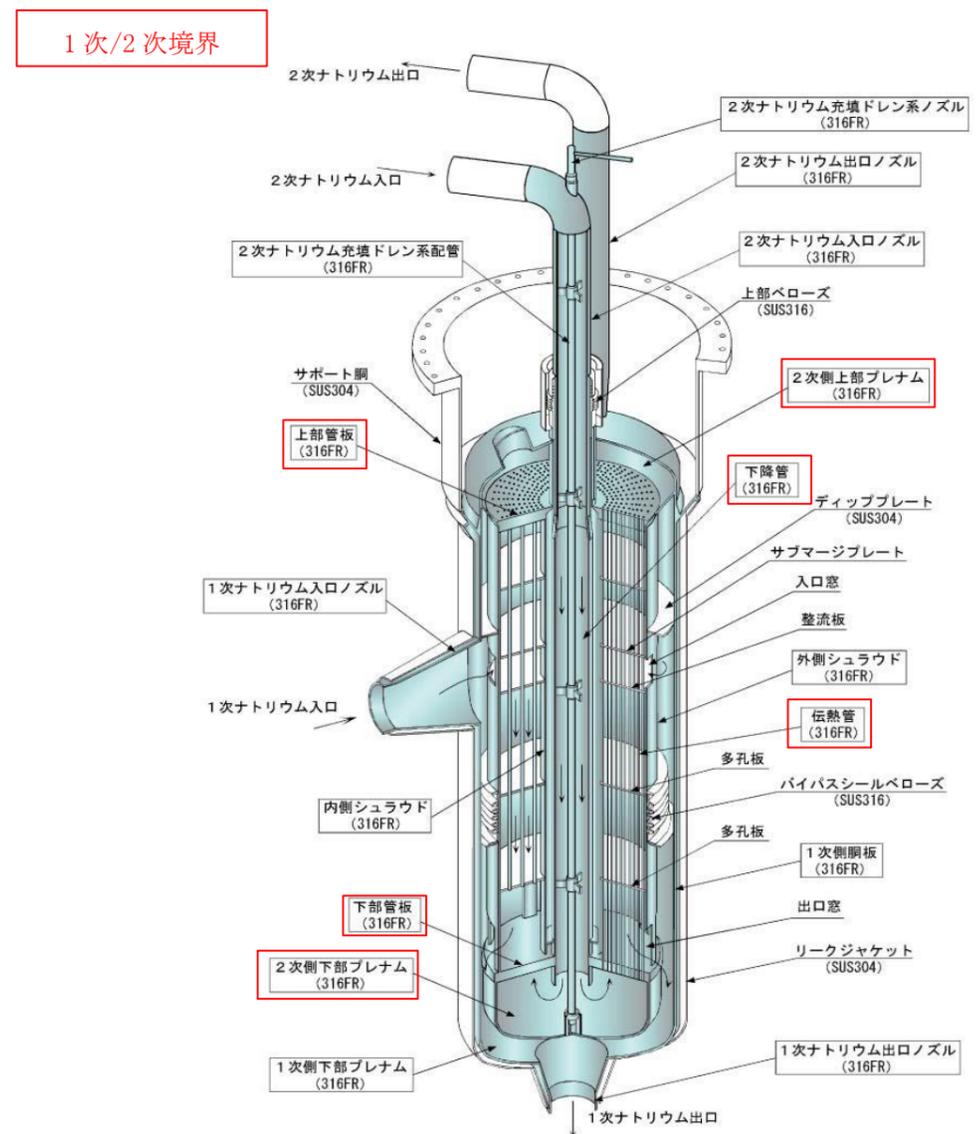
変更後



第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 13. 4 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)

第 4. 2. 9. 3 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)  
(省略)

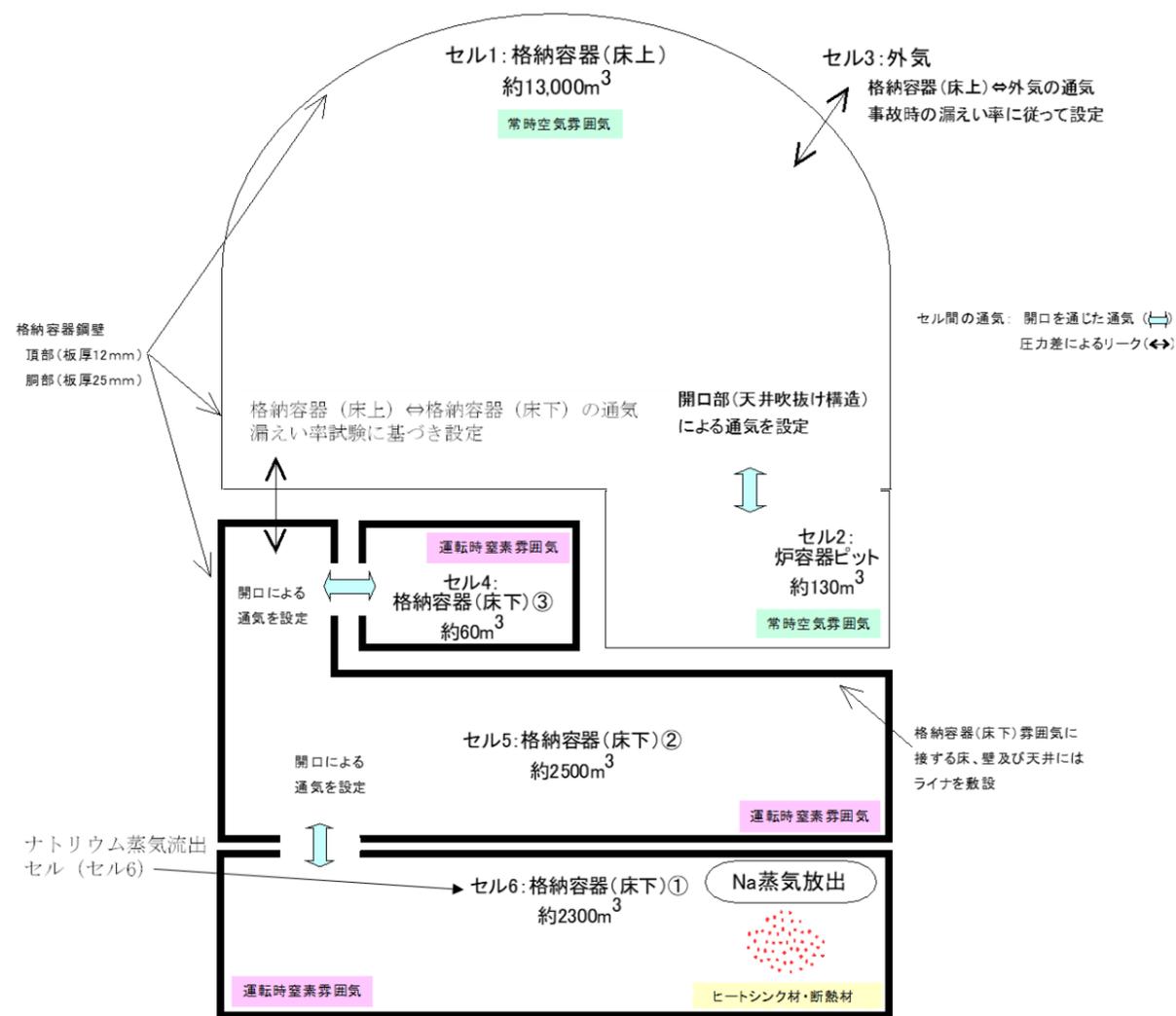
第 4. 2. 9. 4 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)  
(省略)

第 4. 3. 3. 13. 5 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)  
(変更なし)

第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)  
(変更なし)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 13. 7 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系

第 4. 2. 9. 5 図 格納容器内圧力の推移 (省略)

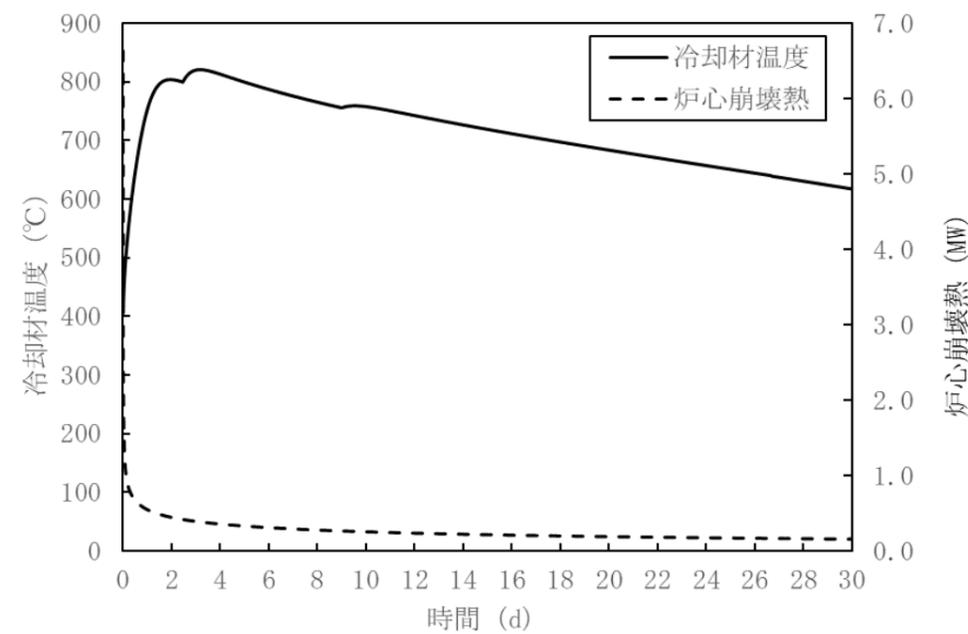
第 4. 2. 9. 6 図 格納容器鋼壁温度の推移 (省略)

第 4. 3. 3. 13. 8 図 格納容器内圧力の推移 (変更なし)

第 4. 3. 3. 13. 9 図 格納容器鋼壁温度の推移 (変更なし)

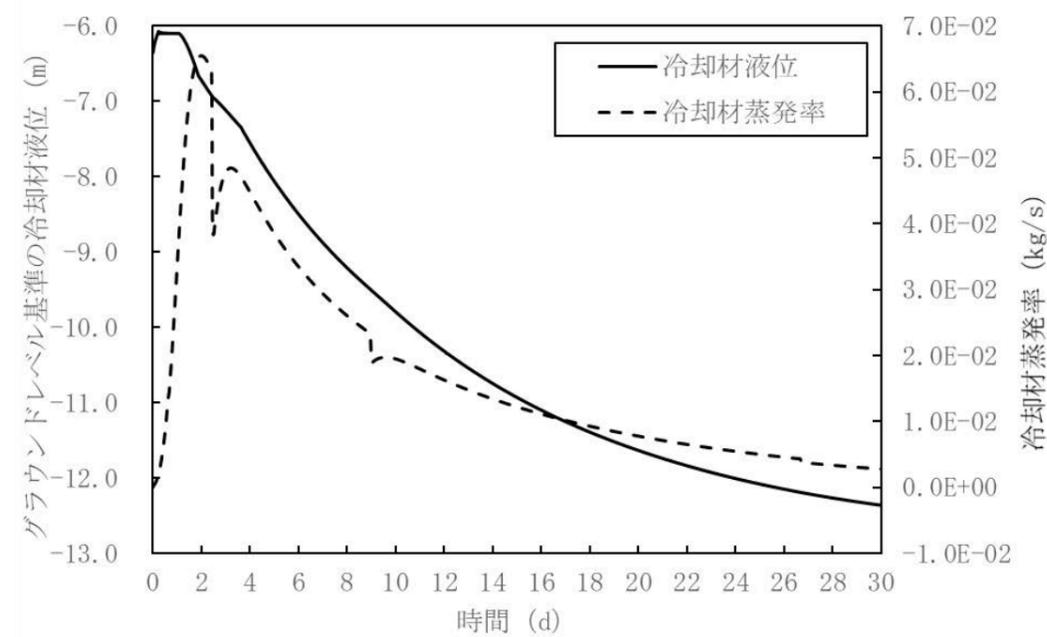
変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 13. 10 図 炉内事象推移の計算結果

(原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)

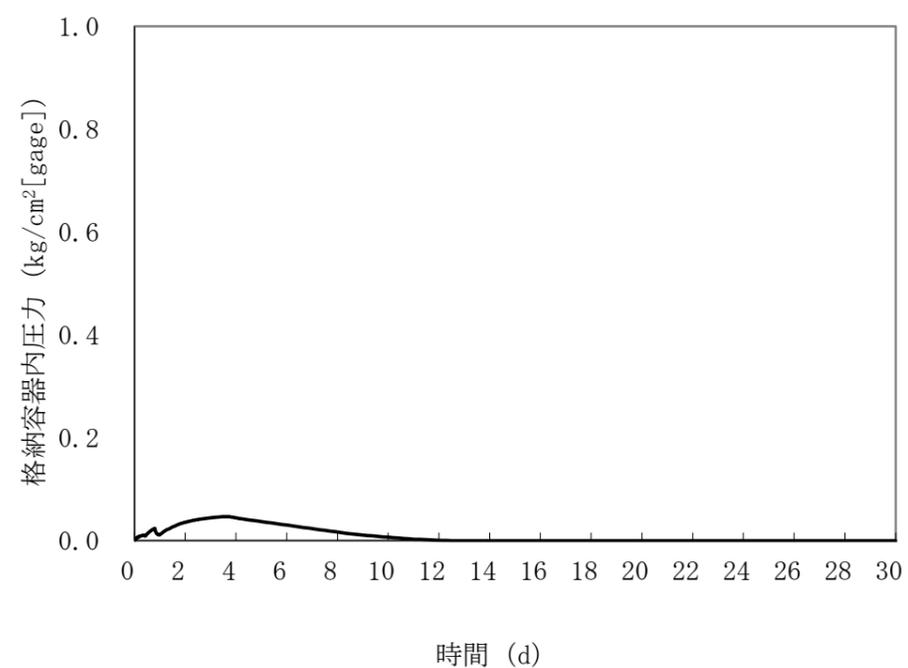


第 4. 3. 3. 13. 11 図 炉内事象推移の計算結果

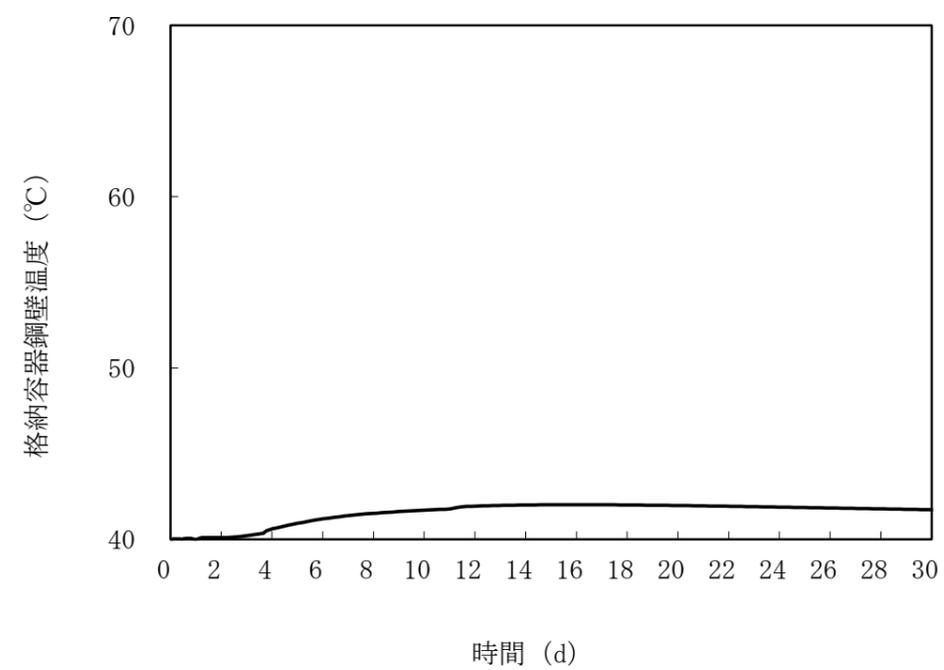
(原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移：不確かさの影響評価)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後



第4.3.3.13.12 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第4.3.3.13.13 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>4. 2. 11 全交流動力電源喪失事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(省略)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。</p> <p>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4. 2. 11. 1図に示す。本<u>事象</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置</p> <p>全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. ～ d.<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材</p> | <p>4. 3. 3. 14 全交流動力電源喪失事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明<br/>(変更なし)</p> <p>(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</p> <p><u>本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、仮設電源設備等も活用した炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と全交流動力電源喪失事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p>全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。</p> <p>独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。<u>また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。</u></p> <p>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. 3. 3. 14. 1図に示す。本<u>評価事故シーケンス</u>において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。</p> <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p><u>(i) 炉心損傷防止措置</u></p> <p>全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. ～ d.<br/>(変更なし)</p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。</u></p> <p><u>a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。</u></p> <p><u>(iii) その他</u></p> <p><u>a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。</u></p> <p>(4) 資機材</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第4. 2. 11. 1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、仮設電源設備を整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 2. 11. 2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「4. 2. 10 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 2. 10 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止され、<u>施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。</u></p> | <p>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. 3. 3. 14. 1表に示す。これらの設備等は、<u>「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 3. 3. 14. 2表に示す。</p> <p><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p><u>(i) 炉心損傷防止措置</u></p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4. 3. 3. 12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4. 3. 3. 12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。</p> <p><u>(ii) 格納容器破損防止措置</u></p> <p><u>炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4. 3. 3. 13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。</u></p> <p><u>上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4. 2. 11. 1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作          | 手順  | 設備                |        |  |
|-------------------|---|-------------------|--------|--|
|                   |   | 常設設備              | 可搬設備   | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) を確認する。           | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系 | —      | ① 原子炉保護系 (スクラム)<br>② 関連するプロセス計装<br>③ 関連する核計装 |
| 事故発生 の判断          | ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。                 | —                 | —      | ① 関連するプロセス計装                                 |
| 自然循環移行            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。 | —                 | ① 仮設計器 | ① 関連するプロセス計装                                 |

第4. 2. 11. 2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  | 備考 |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|------------|-----------------------|--|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|--|--|----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 5  | 10 | 20 | 30 | 60 | 120 | 180 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | 異常事象発生 (外部電源喪失)<br>事故発生 の判断 (ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗)                            |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | ・ 運転操作指揮   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | ・ 「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 運転員A、D                | ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗を確認する。  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A、B、C、D            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。<br>・ 仮設計器等により温度監視等を行う。 |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 運転員E                  | ・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |

第4. 2. 11. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

変更後

第4. 3. 3. 14. 1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作          | 手順   | 設備                   |                    |  |
|-------------------|--|----------------------|--------------------|--|
|                   |  | 常設設備                 | 可搬設備               | 計装設備   |
| 原子炉スクラム (自動停止) 確認 | ・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム (自動停止) について、原子炉保護系 (スクラム) の動作及び核計装 (線形出力系) 等の監視によりを確認する。 | ①制御棒<br>②制御棒駆動系      | —                  | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>②原子炉トリップ信号「電源喪失」<br>③核計装 (線形出力系) |
| 事故発生 の判断          | ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。  | —                    | —                  | ①M/C の電圧計  |
| 自然循環移行            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。                                  | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系 | ① 仮設電源設備<br>② 仮設計器 | ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却機出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量   |

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4. 3. 3. 14. 2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       | 経過時間 (分)   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  | 備考 |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|------------|-----------------------|--|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|--|--|----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 5  | 10 | 20 | 30 | 60 | 120 | 180 | 10日 | 20日 | 30日 | 40日 |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | 異常事象発生 (外部電源喪失)<br>事故発生 の判断 (ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗)                                  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 当直長                   | ・ 運転操作指揮   |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| 状況判断       | 運転員A                  | ・ 「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 運転員A、D                | ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗を確認する。  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A、B、C、D            | ・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。<br>・ 仮設発電機、仮設計器等により温度監視等を行う。 |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
|            | 運転員E                  | ・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧  |    |    |    |    |     |     |     |     |     |     |  |  |  |  |  |    |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |

第4. 3. 3. 14. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

| 変更前（2021.12.2付補正）   | 変更後   |
|---|---|
| <p>4.2.12 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故</p> <p>（1）事故の原因及び説明</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の<u>1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象として考える。</u>燃料集合体内の<u>複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞されること</u>で、除熱能力が低下して<u>燃料要素が破損することを想定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。</u></p> <p>（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞した場合に、<u>炉心の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素が破損し、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</u>したがって、<u>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、燃料要素が破損し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合に、燃料破損検出系により当該破損を検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、炉心の著しい損傷を防止する。</u></p> <p><u>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、何らかの原因で運転員による原子炉の手動停止に期待できないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の<u>上部から格納容器内に</u>ナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.12.1図に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）を起点とする。</p> | <p>4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故</p> <p>（1）事故の原因及び説明</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の<u>冷却材流路のうち、複数のサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素あるいはラップ管によって囲まれる冷却材流路）が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。</u>燃料集合体内の<u>冷却材流路が千鳥格子状に閉塞されると</u>、除熱能力が低下し、燃料要素が昇温して破損に至る可能性がある。<u>また、破損した燃料要素から内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され隣接する燃料要素に衝突すると、隣接燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至る可能性がある。</u></p> <p>（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、<u>損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</u></p> <p><u>本原子炉施設においては、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していることから、冷却材流路閉塞時にも過度に炉心温度が上昇しない特徴を踏まえ、運転員が燃料の破損を検知し、手動で原子炉を停止する炉心損傷防止措置を講じる。</u>また、<u>炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故の特徴から、直ちに炉心の著しい損傷に至らないが、炉心の著しい損傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和のための格納容器破損防止措置を講じる。</u></p> <p><u>燃料要素が破損した場合には、破損した燃料要素から放出された核分裂生成ガスを燃料破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、燃料要素が破損伝播して炉心の著しい損傷へと拡大することを防止する。</u></p> <p><u>仮に、何らかの原因で炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないとした場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。</u>また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器から格納容器（<u>床上</u>）にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.15.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の<u>形成時点</u>を起点とする。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</p> <p>b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、<u>1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。</u></p> <p>c. <u>流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。</u></p> <p>d. <u>燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. ～ b.<br/>(省略)</p> <p>c. <u>燃料が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。</u></p> <p>d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。</p> <p>e. 格納容器（床上）ヘナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安</p> | <p>(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。</p> <p>a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、<u>燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。</u></p> <p>b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、<u>冷却材流路が同時に閉塞されることを防止する。</u></p> <p>c. <u>流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。</u></p> <p>d. <u>燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムにより原子炉を停止できるものとする。</u></p> <p>e. <u>流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。なお、本措置は上記c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>f. <u>原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. ～ b.<br/>(変更なし)</p> <p>c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。</p> <p>d. 格納容器（床上）ヘナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。</p> <p>(iii) その他<br/>(省略)</p> <p>(4) 資機材<br/>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. 2. 12. 1表に示す。これらの設備等は、<u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u></p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 2. 12. 2表に示す。</p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>a. 解析条件<br/>計算コードASFREにより解析する。<br/>本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。<br/>i) <u>流路閉塞前の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、2, 350℃及び620℃とする。</u><br/>ii) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネル</p> | <p>全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。</p> <p>(iii) その他<br/>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材<br/>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. 3. 3. 15. 1表及び第4. 3. 3. 15. 2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</p> <p>(5) 作業と所要時間<br/>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. 3. 3. 15. 3表及び第4. 3. 3. 15. 4表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 10 分と運転員の操作時間約 20 分の合計 30 分としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。<br/><u>本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は3名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(6) 措置の有効性評価<br/>(i) 炉心損傷防止措置<br/>i) <u>基本ケース</u><br/>a. 解析条件<br/>計算コードASFREにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。<br/>1) <u>閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、熱的制限値である 2, 350℃及び 620℃とする。</u><br/>2) <u>冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、それぞれ、600℃及び 350℃とする。</u><br/>3) <u>最大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞれ、418W/cm 及び 2. 24MW とする。</u><br/>4) <u>閉塞前の集合体流量は、8. 57kg/s とする。</u><br/>5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネルが、</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>ルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞された場合を想定する。</p> <p>iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。</p> <p>iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。</p> <p>v) 閉塞部の厚みは、<u>スパイラルワイヤ巻きピッチ (209mm) の 1/3 とする。</u></p> <p>vi) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、<math>10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}</math> とする。</p> <p>vii) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。</p> <p>viii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>ix) 崩壊熱はノミナル値 (最適評価値) を用いる。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 <math>720^\circ\text{C}</math> 及び約 <math>640^\circ\text{C}</math> まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。</p> <p>しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に<u>向かって放出される</u>ことで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。</p> <p>ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4.2.12.2 図に示す。被覆管最高温度は、約 <math>800^\circ\text{C}</math> まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。</p> <p>燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視によりその破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。</p> <p>崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で終息する。</p> <p>以上より、冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。</p> | <p>千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。</p> <p>6) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。</p> <p>7) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。</p> <p>8) 閉塞部の厚みは、<u>ワイヤスペース巻きピッチ (209mm) の 1/3 とする。</u></p> <p>9) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、<math>10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}</math> とする。</p> <p>10) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータの<u>低速運転により</u>、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。</p> <p>11) <u>燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、<math>0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}</math> とする。</u></p> <p>12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>13) 崩壊熱は、<u>連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。</u></p> <p>b. 解析結果</p> <p>冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 <math>720^\circ\text{C}</math> 及び約 <math>640^\circ\text{C}</math> まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。<u>また、燃料最高温度は約 <math>2,360^\circ\text{C}</math> であり、評価項目を満足する。</u></p> <p>しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが<u>放出され</u>、隣接する燃料要素に<u>衝突</u>することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。</p> <p>ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4.3.3.15.2 図に示す。被覆管最高温度は、約 <math>800^\circ\text{C}</math> まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。<u>また、燃料最高温度及び冷却材最高温度は、約 <math>2,360^\circ\text{C}</math> 及び約 <math>770^\circ\text{C}</math> であり、評価項目を満足する。</u>核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。<u>核分裂生成ガスのジェット衝突期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0003 であり、集合体内の温度分布等により生じる被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和の差と比較して十分に小さく、クリープ破損が急速に伝播することはない。</u>燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。</p> <p>崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。</p> <p>以上より、冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。</p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。</p> <p>このため、措置の有効性の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> | <p><u>ii) 不確かさの影響評価</u></p> <p>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについては、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「(5) 作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「i) 基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「i) 基本ケース」において十分に考慮している。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「i) 基本ケース」において、それぞれ、初期温度を通常の運転状態と異なる熱的制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果をもとに算出した保守的な値を設定していることから、これらの不確かさを考慮して十分に保守的な設定としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを考慮して十分に保守的な想定としている。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。</p> <p>このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</p> <p>上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。</p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作  | 手順  | 設備   |      |  |
|---|---|--|------|--|
|   |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備   |
| 事故発生<br>の判断<br>(燃料破損検出系<br>による破損の検出)                            | ・ 燃料破損検出系 (カバー<br>ガス法燃料破損検出設備) に<br>より、燃料要素の被覆管が破<br>損したことを確認する。  | -  | -    | ① 関連するプロセ<br>ス計装                               |
| 原子炉<br>手動停止   | ・ 手動スクラム、制御棒保<br>持電磁石励磁手動断、後備炉<br>停止制御棒保持電磁石励磁手<br>動断、制御棒駆動機構による<br>制御棒手動挿入又は後備炉停<br>止制御棒駆動機構による後備<br>炉停止制御棒手動挿入によ<br>り、原子炉を停止する。 | ① 制御棒<br>② 制御棒駆動系<br>③ 後備炉停止制御棒<br>④ 後備炉停止制御棒駆動<br>系                             | -    | ① 関連する核計装                                      |
| 原子炉容器内<br>冷却確認  | ・ 1次主冷却系 (強制循<br>環) の運転状況を確認すると<br>ともに、2次主冷却系 (強制<br>循環又は自然循環) 及び主冷<br>却機 (強制通風又は自然通<br>風) に異常等がないことを確<br>認する。                    | -  | -    | ① 関連するプロセ<br>ス計装                               |
| 原子炉冷却材<br>バウンダリ及び<br>原子炉カバーガス<br>等のバウンダリ内<br>に放射性物質を<br>閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込める<br>ため、原子炉カバーガス等の<br>バウンダリを隔離する。   | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスの<br>バウンダリに属する容<br>器・配管・弁 (ただ<br>し、計装等の小口径の<br>ものを除く。) | -    | ① 関連するプロセ<br>ス計装                               |
| 格納容器<br>アイソレーション<br>確認  | ・ 「格納容器内圧力高」、<br>「格納容器内温度高」、「格<br>納容器内床上線量率高」によ<br>り、原子炉保護系 (アイソレ<br>ーション) が動作し、工学的<br>安全施設が自動的に作動し、<br>隔離されることを確認する。             | ① 格納容器<br>② 格納容器バウンダリに<br>属する配管・弁  | -    | ① 原子炉保護系<br>(アイソレーシ<br>ョン)<br>② 関連するプロセ<br>ス計装 |

変更後

第4.3.3.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作                             | 手順  | 設備   |      |  |
|--------------------------------------|---|--|------|--|
|                                      |   | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備                                       |
| 事故発生<br>の判断<br>(燃料破損検出系<br>による破損の検出) | ・ 燃料破損検出系 (遅発中性<br>子法燃料破損検出設備及び<br>カバーガス法燃料破損検出<br>設備) により、燃料要素の<br>被覆管が破損したことを確<br>認する。  | -  | -    | ①遅発中性子法燃料<br>破損検出設備<br>②カバーガス法燃料<br>破損検出設備 |
| 原子炉<br>手動停止                          | ・ 手動スクラム、制御棒保<br>持電磁石励磁手動断、後備炉<br>停止制御棒保持電磁石励磁<br>手動断、制御棒駆動機構に<br>よる制御棒手動挿入又は後<br>備炉停止制御棒駆動機構に<br>よる後備炉停止制御棒手動<br>挿入により、原子炉を停止<br>する。 | ①原子炉保護系 (スクラム)<br>手動スクラム<br>②制御棒<br>③制御棒駆動系<br>④後備炉停止制御棒<br>⑤後備炉停止制御棒駆動系 | -    | ①原子炉保護系 (ス<br>クラム)<br>②核計装 (線形出力<br>系)     |

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第4.3.3.15.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

| 動作・判断・操作  | 手順   | 設備   |      |  |
|---|--|--|------|--|
|   |  | 常設設備   | 可搬設備 | 計装設備   |
| 原子炉容器内<br>冷却確認  | ・ 1次主冷却系 (強制循環)<br>の運転状況を確認するとと<br>ともに、2次主冷却系 (強制<br>循環又は自然循環) 及び主<br>冷却機 (強制通風又は自然<br>通風) に異常等がないこと<br>を確認する。           | ① 1次主冷却系<br>② 2次主冷却系   | -    | ①原子炉出入口冷却<br>材温度、1次主冷<br>却系冷却材流量、<br>主冷却器出口冷却<br>材温度、2次主冷<br>却系冷却材流量                         |
| 原子炉冷却材<br>バウンダリ及び<br>原子炉カバーガス<br>等のバウンダリ内<br>に放射性物質を<br>閉じ込め、貯留 | ・ 放射性物質を閉じ込めるた<br>め、原子炉カバーガス等の<br>バウンダリを隔離する。  | ① 1次アルゴンガス系<br>1) 原子炉カバーガスの<br>バウンダリに属する<br>容器・配管・弁 (た<br>だし、計装等の小口<br>径のものを除く。) | -    | ①原子炉カバーガス<br>圧力計<br>②燃料破損検出系   |
| 格納容器<br>アイソレーション<br>確認  | ・ 「格納容器内圧力高」、<br>「格納容器内温度高」、<br>「格納容器内床上線量率<br>高」により、原子炉保護系<br>(アイソレーション) が動<br>作し、工学的安全施設が自<br>動的に作動し、隔離される<br>ことを確認する。 | ①格納容器<br>②格納容器バウンダリに属<br>する配管・弁  | -    | ①原子炉保護系 (ア<br>イソレーション)<br>②アイソレーション<br>信号「格納容器内<br>圧力高」、「格納<br>容器内温度高」、<br>「格納容器内床上<br>線量率高」 |

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

第4.2.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分) |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  | 備考 |
|------------|-----------------------|---|----------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|----|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 10       | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 90 | 120 | 180 | 240 |  |  |    |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 状況判断       | 運転員A、D                | 2<br>・事故発生の判断                                     |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止                                     |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認                              |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |

第4.2.12.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

第4.2.12.2図 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故  
(核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移) (省略)

変更後

第4.3.3.15.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |               | 経過時間 (分) |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  | 備考 |
|------------|-----------------------|---------------|----------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|----|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容         | 10       | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 90 | 120 | 180 | 240 |  |  |    |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮       |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 状況判断       | 運転員A、D                | 2<br>・事故発生の判断 |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 炉心損傷防止措置   | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止 |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |

第4.3.3.15.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目 |                       |   | 経過時間 (分) |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  | 備考 |
|------------|-----------------------|---|----------|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|--|--|----|
| 手順の項目      | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容   | 10       | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 90 | 120 | 180 | 240 |  |  |    |
|            | 当直長                   | ・運転操作指揮   |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 状況判断       | 運転員A                  | 1<br>・原子炉手動停止失敗と判断                                |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
| 格納容器破損防止措置 | 運転員B、C                | 2<br>・原子炉容器内冷却確認                                  |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
|            | 運転員D                  | 1<br>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留 |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |
|            | 運転員A、E                | 2<br>・格納容器アイソレーション確認<br>・格納容器手動アイソレーション           |          |    |    |    |    |    |    |     |     |     |  |  |    |

第4.3.3.15.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

第4.3.3.15.2図 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故  
(核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移) (変更なし)

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>4.3 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故</p> <p>4.3.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。</p> <p>(2) 事故の拡大防止のための措置</p> <p>使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. ～ b.<br/>(省略)</p> <p>c. <u>水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその水位を確認できるものとする。</u></p> <p>d. <u>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。</u></p> <p>(3) 資機材</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、可搬式ポンプ及びホースとする。</p> <p>(4) 作業と所要時間</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置にあっては、<u>訓練の実績等に鑑み、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は、保守的に約2日間とする。</u></p> <p>(5) 措置の有効性評価</p> | <p>4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故</p> <p>4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水<u>又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える。</u></p> <p>(2) 事故の拡大防止のための措置</p> <p>使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</p> <p>a. ～ b.<br/>(変更なし)</p> <p>c. <u>水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合にあっては、作業員が液面検出器により水位を確認できるものとする。</u></p> <p>d. <u>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、作業員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。</u></p> <p>(3) 資機材</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、<u>水冷却池、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</u></p> <p>(4) 作業と所要時間</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置の手順及び各手順の所要時間を第4.4.1.1表に示す。<u>監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な運転員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。</u></p> <p><u>可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約80分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に2日後に給水開始とする。</u></p> <p><u>なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(5) 措置の有効性評価</p> <p>a. <u>有効性を評価するための評価項目</u><br/><u>措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</u></p> |

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第 4. 3. 1. 1 図に示す。使用済燃料頂部より上方 2m (グラウンドレベル基準-5. 75m) まで水位が低下するまでの期間が約 59 日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約 2 日間であり、当該措置に必要な期間は確保されている。</p> | <p>① <u>使用済燃料貯蔵設備の水冷却池の水位が使用済燃料頂部の上方 2m (グラウンドレベル基準-5. 75m) 以上であること。</u></p> <p>② <u>使用済燃料頂部が冠水していること。</u></p> <p><u>使用済燃料頂部の上方 2m の基準は、放射線の遮蔽に必要な水位として、使用済燃料貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線量率の評価より、線量率が 20 <math>\mu</math> Sv/h 以下となる水位として定めたものである。</u></p> <p><u>b. 有効性評価</u></p> <p><u>①解析条件</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池の水位変化を解析し、水冷却池の水位が評価項目を満足することを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。</u></p> <p><u>1) 有効性評価では、「添付書類 8 10. 11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材」を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。</u></p> <p><u>2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位 (グラウンドレベル基準-0. 6m) に対して、保守的にグラウンドレベル基準-1. 1m とする。</u></p> <p><u>3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580<math>m^3</math> とする。</u></p> <p><u>4) 水冷却池の初期水温は、水冷却池の設計値及び保安規定における管理値に基づき 42<math>^{\circ}</math>C とする。</u></p> <p><u>5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。</u></p> <p><u>6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・ 5 サイクル運転 (1 サイクル : 60 日定格出力運転、19 日停止)、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。</u></li> <li><u>・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体 (水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値) に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分 (79 体) 水冷却池に移動することを仮定する。</u></li> <li><u>・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。</u></li> </ul> <p><u>7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p><u>②解析結果</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第 4. 4. 1. 1 図に示す。給水措置を講じない場合、使用済燃料頂部の上方 2m (グラウンドレベル基準-5. 75m) まで水位が低下するのに要する期間が約 59 日であるのに対し、給水措置を講じるのに必要な期間は 2 日間である。</u></p> <p><u>また、可搬式ポンプの吐出量は冷却水の蒸発速度を上回るものとするため、給水開始後</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

に水位が過度に低下することはなく、評価項目を満足する。なお、これらの給水及び水位確保に係る措置により、水冷却池の水位を維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合であっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

第 4. 4. 1. 1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の手順及び各手順の所要時間

| 手順の項目           | 必要な要員と作業項目 | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容                               | 経過時間 (分) |    |    |    |    |    |    |    | 備考   |
|-----------------|------------|-----------------------|-------------------------------------|----------|----|----|----|----|----|----|----|--|
|                 |            |                       |                                     | 10       | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 |  |
| 状況判断            | 当直長        | 1                     | ・ 運転操作指揮                            |          |    |    |    |    |    |    |    | ▽異常事象発生(外部電源喪失)<br>▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)<br>▽水冷却池の状態の点検と監視<br>▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備 |
| 状況判断            | 運転員A       | 1                     | ・ 事故発生の判断                           |          |    |    |    |    |    |    |    | ・ 全交流動力電源喪失により判断する。  |
|                 | 作業員A       | 1                     | ・ 水冷却池の点検と監視                        | 点検       |    |    |    |    |    |    |    | ・ 事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。   |
| 使用済燃料<br>損傷防止措置 | 作業員B、C、D、E | 4                     | ・ 水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1 |          |    |    |    |    |    |    |    | ・ 可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。   |

\*1: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

第 4. 3. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化 (省略)

第 4. 4. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化 (変更なし)

4. 3. 2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. ~ b.  
(省略)
- c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合であっても、作業員がその水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフオンブレイカーを設ける。なお、サイフオンブレイカーについては多様化するものとし、こ

4. 4. 2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. ~ b.  
(変更なし)
- c. 水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合であっても、作業員が液面検出器により水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフオンブレイカーを設ける。

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p><u>のうち一つは、開口部を水面下に位置させる構造とすることで、水位の低下による開口部の開放により、受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。</u></p> <p>e. <u>配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。</u></p> <p>(3) 資機材<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。</p> <p>(4) 作業と所要時間<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の<u>所要時間は、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。</u></p> <p>(5) 措置の有効性評価<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性は、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。</p> | <p><u>水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合、設計基準の範囲で想定される事象に対しては、所定の水位で各配管に設置したサイフォンブレイク止弁が自動で「開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。</u></p> <p><u>サイフォンブレイカーは、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたもの(サイフォンブレイク孔)であり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。</u></p> <p><u>このため、サイフォンブレイク止弁の機能喪失により進展する「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあっても、サイフォンブレイカーによって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。</u></p> <p>e. <u>配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、作業員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。</u></p> <p>(3) 資機材<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、<u>水冷却池、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類 8 10. 11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。</u></p> <p>(4) 作業と所要時間<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の<u>手順及び各手順の所要時間を第 4. 4. 2. 1 表に示す。監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な運転員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。</u><br/><u>可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約 80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に 2 日後に給水開始とする。</u><br/><u>なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。</u></p> <p>(5) 措置の有効性評価<br/>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性評価は、<u>4. 4. 1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。</u><br/><u>なお、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の初期水位は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの作動等により、グラウンドレベル基準-1. 1m 以上となるため、初期水位をグラウンドレベル基準-1. 1m と設定している使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の解析結果</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

に包絡される。

第 4. 4. 2. 1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故時の手順及び各手順の所要時間

| 必要な要員と作業項目      |                       |   | 経過時間 (分)  |    |    |    |    |    |    |    | 備考  |
|-----------------|-----------------------|---|---|----|----|----|----|----|----|----|---|
|                 |                       |   | 10  | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 |   |
| 手順の項目           | 要員 (名)<br>(作業に必要な要員数) | 手順の内容                                   | ▽異常事象発生(水冷却浄化設備の配管破断)<br>▽事故発生の判断(水位低警報及び水冷却池の点検結果)<br>▽水冷却池の状態の点検と監視<br>▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備 |    |    |    |    |    |    |    |   |
|                 | 当直長                   | ・運転操作指揮                                 | [Bar chart showing activity from 10 to 80 minutes]  |    |    |    |    |    |    |    |   |
| 状況判断            | 運転員A                  | 1<br>・事故発生の判断                           | [Bar chart showing activity from 10 to 20 minutes]  |    |    |    |    |    |    |    | ・水冷却池の水位低警報の発報及び水冷却池の点検結果により判断する。               |
|                 | 作業員A                  | 1<br>・水冷却池の点検と監視                        | [Bar chart showing activity from 20 to 80 minutes, labeled "点検" and "監視(継続)"]                 |    |    |    |    |    |    |    | ・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。 |
| 使用済燃料<br>損傷防止措置 | 作業員B、C、D、E            | 4<br>・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1 | [Bar chart showing activity from 20 to 80 minutes]  |    |    |    |    |    |    |    | ・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。           |

\*1: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後   |
|--|---|
| <p>4.4 大規模損壊</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p><u>燃料体の損傷が想定される事故において、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じたにもかかわらず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る事象として考える。</u></p> <p>(2) 放射性物質の放出抑制措置</p> <p><u>大規模損壊において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</u></p> <p>a. <u>放射性物質の放出低減機能や閉じ込め機能を有する設備・機器について、その復旧が可能な場合には、当該設備・機器を復旧し、放射性物質の放出を抑制する。</u></p> <p>b. <u>格納容器内の床上放射能レベルを測定するものとし、所定の値を超過した場合には、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。</u></p> | <p>4.5 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象</p> <p>4.5.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本となる考え方</p> <p><u>原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。</u></p> <p>4.5.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定の基本となる考え方</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量の放射性物質等を放出する事故で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（以下「BDBA」という。）対処設備及び手順が有効に機能しなかった事態を想定することとし、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷（以下「炉心損傷」という。）及び格納容器の破損並びに大規模なナトリウム火災に至る事象として考える。</u></p> <p>4.5.3 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象</p> <p>4.5.3.1 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定</p> <p><u>故意による大型航空機の衝突にあつては、油火災と大規模なナトリウム火災の重畳を考慮することとし、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受けた建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。</u></p> <p><u>大規模な自然災害にあつては、本原子炉施設の特徴を踏まえ、格納容器（床上）、格納容器（床下）及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模なナトリウム火災を想定する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全余裕が小さい機器の損壊によるナトリウム漏えいを基本として想定する。格納容器（床下）は、機器の損壊に加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する。</u></p> <p>4.5.3.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対策に係る基本となる考え方</p> <p>4.5.3.2.1 対策の基本となる考え方</p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の状況（炉心損傷防止が困難な状態及び地震により複数の設備が同時に損壊している状態を含む。）に応じて、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせることを基本となる考え方とする。</u></p> <p>4.5.3.2.2 対策に係る戦略の概要</p> <p><u>対策は、プラント状態及びその時点におけるリソースから、最大限の努力により得られる結果を想定し、目標を「事業所外への放射性物質等の放出抑制」として、優先順位を決定し、遂行する。複数の対策を実施可能な場合の戦略について、炉心損傷を回避できれば炉心からの多量</u></p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後  |
|---|--|
| <p>c. <u>格納容器 (床上) において、冷却材であるナトリウムが漏えいし、燃焼していることが確認された場合には、特殊化学消火剤により消火する。</u></p> <p>d. <u>格納容器の漏えい箇所を調査し、目張り等の措置に努める。なお、当該措置等の実施に当たっては、個人被ばくモニタリング設備 (個人線量計) の着用等により、作業員の被ばく管理を行い、緊急作業時の線量限度を超えないものとする。また、必要に応じて、空気呼吸器を着用し、内部被ばくを低減できるものとする。</u></p> <p>e. <u>原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設による情報収集により、多量の放射性物質等が放出されているおそれがあることが判断された場合には、格納容器の漏えい箇所からの放射性物質の放散を抑制するため、移動式揚重設備を用いて仮設カバーシートを敷設する。</u></p> <p>f. <u>仮設放水設備により、原子炉施設周辺に放水し、放射性物質の放出抑制に努める。水源には、大洗研究所内の貯水を利用する。</u></p> | <p><u>の放射性物質等の放出が防止でき、周辺の作業環境の悪化も防止できることから、炉心損傷緩和対策を最優先とする。炉心損傷が回避できない場合にあっては、格納容器破損が回避できれば格納容器からの多量の放射性物質等の放出が防止でき、周辺の作業環境の悪化も防止できることから、格納容器破損緩和対策を優先する。炉心損傷及び格納容器破損緩和に係る努力を最大限行った場合においても、炉心損傷回避及び格納容器破損回避が困難となった場合に、放射性物質等の放出抑制対策を実施する。なお、実施可能な場合には、格納容器破損緩和対策等と並行して、放射性物質等の放出抑制対策を実施する。</u></p> <p><u>なお、これらの対策は、放射化したナトリウムによる被ばく影響やナトリウム燃焼の危険性も考慮し、作業員が現実に実施可能な対策とする。また、プルームが通過していると判断された場合、屋外で作業をしている要員は、中央制御室、現場指揮所又は緊急時対策所内に一時退避し、プルーム通過後に、現地対策本部長の指示に基づき、作業を再開するものとする。</u></p> <p>4.5.3.2.3 <u>消火活動の概要</u></p> <p><u>大規模な火災が発生した場合における消火活動は、火災発見の都度、消火活動の優先度を判定し、優先度が高く、かつ、消火活動が可能なものから、順次消火活動を実施する。第4.5.1表に多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び消火活動の概要を示す。消火の方法は、原則として以下による。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① <u>格納容器内及び主冷却機建物内でのナトリウムの大規模な火災に対しては、アルゴンガス送気、特殊化学消火剤の散布により燃焼を抑制し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。</u></li> <li>② <u>大型航空機の衝突による物理的損壊が発生している場合は、特殊化学消火剤、乾燥砂消火剤等を使用し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。</u></li> <li>③ <u>格納容器外及び主冷却機建物外での航空機燃料による油火災には泡消火を基本とし、必要に応じて、特殊化学消火剤、乾燥砂消火剤を併用し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。また、主冷却機建物外での油火災については、対策を講じるために必要な消火活動を実施する。</u></li> <li>④ <u>状況に応じて2次冷却材の緊急ドレンや火災区域への不活性ガスの供給を実施する。</u></li> <li>⑤ <u>上記以外の火災についてはABC消火器又は仮設放水設備等を使用する。</u></li> </ol> <p>4.5.3.3 <u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた体制の整備</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制は、設計基準事故及び多量の放射性物質等を放出する事故等 (以下「BDDB等」という。) に係る体制を基本とする。多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に対して、施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報及びその時点におけるリソース等の活用により、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせるための体制を整備する。要員の必要な力量を確保するために、要員への適切な内容の教育及び訓練を定期的 (年1回以上) に実施することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく</u></p> |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

(3) 資機材

大規模損壊において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に使用する設備等を以下に示す。

仮設カバーシート  
仮設放水設備

特殊化学消火剤

移動式揚重設備  
資機材運搬車両  
防護機材

原子炉施設保安規定等に定める。

4.5.3.4 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた手順書の整備

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じるための手順書を整備することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。第 4.5.2 表に多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の概要を示す。多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生時において、BDBA 等に対する設備等のうち、機能を喪失していない設備を用いて崩壊熱を除去することを基本とし、一部、可搬型設備も用いた手順書を整備する。

4.5.3.5 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた資機材の整備

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、対策に用いる資機材を以下に示す。資機材は、原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物から 100m 以上の離隔距離を確保して保管し、定期的に点検を実施することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。また、資機材は、可搬型、仮設のものであり、多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に調達する計画のものを含む。

| 資機材の名称      | 資機材を使用する対策                          |
|-------------|-------------------------------------|
| 仮設カバーシート    | 事業所外への放射性物質等の放出抑制対策                 |
| 仮設放水設備      | 事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、<br>大規模な火災の消火活動 |
| 泡消火設備       | 大規模な火災の消火活動                         |
| 特殊化学消火剤     | 大規模な火災の消火活動                         |
| 乾燥砂消火剤      | 大規模な火災の消火活動                         |
| 消火剤遠隔散布設備   | 大規模な火災の消火活動                         |
| 仮設不活性ガス送気設備 | 大規模な火災の消火活動、<br>格納容器破損緩和対策          |
| 仮設給電設備      | 炉心損傷緩和対策                            |
| 移動式揚重設備     | 各対策                                 |
| 資機材運搬車両     | 各対策                                 |
| 防護機材        | 各対策                                 |

変更前 (2021.12.2 付補正)

変更後

第 4.5.1 表 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び消火活動の概要

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び対応の概要

| 大型航空機の衝突  | 大規模な自然災害 (地震等)   |  |   |
|---|--|--|---|
|   | 格納容器 (床上)  | 格納容器 (床下)  | 主冷却機建物  |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機が原子炉施設に衝突し、大型航空機から漏えいした燃料油の大規模な火災及び衝突を受けた建物に内包する設備から漏えいしたナトリウムの大規模な火災に至る状態を仮想する。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器の上部から格納容器 (床上) に噴出したナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。</li> <li>回転プラグが浮き上がり、回転プラグの間隙から漏えいしたナトリウムがプール状に堆積して燃焼することを考える。</li> </ul>                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器 (床下) に位置する冷却材を内包する設備が破損し、漏えいしたナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。</li> <li>原子炉運転中に保有するナトリウム量及びフラジリティに鑑み、オーバフロータンクが破損してナトリウムが漏えいするとともに、格納容器 (床上) と (床下) のバウンダリに間隙が生じて格納容器 (床下) に空気が流入し、窒素雰囲気による不活性化が維持されず、ナトリウムが燃焼することを考える。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>主冷却機建物に位置する 2 次冷却材を内包する設備が破損し、主冷却機建物に漏えいしたナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。</li> <li>原子炉運転中に保有するナトリウム量及びフラジリティに鑑み、2 次冷却材ダンプタンクが破損、ナトリウムが漏えいし、燃焼することを考える。</li> </ul> |
| <p>【火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>特殊化学消火剤を散布し、油火災及びナトリウム火災の影響を緩和する。</li> </ul>                                    | <p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを格納容器 (床上) に送気してナトリウムプールの表面を覆い、空気との反応を抑制してナトリウム燃焼の影響を緩和する。</li> <li>可能な場合には、特殊化学消火剤による消火に努める。</li> </ul> | <p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを格納容器 (床上) と (床下) のバウンダリ近傍に送気し、格納容器 (床下) への空気の流入を抑制することによりナトリウム燃焼の影響を緩和する。</li> <li>可能な場合には、格納容器 (床上) と (床下) のバウンダリの間隙の目張り等に努める。</li> </ul>  | <p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを 2 次冷却材ダンプタンク室に送気してナトリウムプールの表面を覆い、空気との反応を抑制してナトリウム燃焼の影響を緩和する。</li> <li>可能な場合には、特殊化学消火剤による消火に努める。</li> </ul>          |

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

変更後

第 4.5.2 表 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の概要

| 燃料体の損傷に係る多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定 | 大規模な火災が発生した場合の消火活動   | 炉心損傷緩和対策   | 格納容器破損緩和対策   | 放射性物質等の放出抑制対策   |
|------------------------------------|--|--|--|---|
| 大型航空機の衝突による油火災及び大規模なナトリウム火災        | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力安全（電源、冷却機能）の確保のための消火</li> <li>・原子力安全（閉じ込め機能）への影響緩和のための消火</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・機能を喪失していない設備、可搬型等の設備を用いて崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を緩和</li> </ul>                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・機能を喪失していない設備、可搬型の設備を用いて崩壊熱を除去し、格納容器破損を緩和</li> </ul>      | <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器の目張り</li> <li>・仮設カバーシート</li> </ul>            |
| 格納容器内における大規模なナトリウム火災               | <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力安全（閉じ込め機能）への影響緩和のための消火</li> <li>・アクセスルート・操作箇所</li> </ul>            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・機能を喪失していない設備、可搬型等の設備を用いて崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を緩和</li> <li>・上記に係る運搬</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・仮設不活性ガス送気設備を用いて、ナトリウムの大規模な火災の影響を抑制し、格納容器破損を緩和</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・仮設放水設備による原子炉施設周辺への放水</li> <li>・上記に係る運搬</li> </ul> |
| 主冷却機建物内における大規模なナトリウム火災             | <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記以外の火災</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記に係る運搬</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記に係る運搬</li> </ul>                                       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記に係る運搬</li> </ul>                                |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類 10（5. 参考文献）】**

| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>5. 参考文献</p> <p>(1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(2) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(3) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析－VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）</p> <p>(5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)</p> <p>(6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023</p> <p>(7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.</p> <p>(8) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」、平成 25 年 6 月 19 日制定</p> <p>(9) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).</p> <p>(10) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).</p> <p>(11) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.</p> <p>(12) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2.A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003-070 (August 2003).</p> <p>(13) ANSYS AUTODYN user's manual: release 15.0, ANSYS, Inc., Pennsylvania, USA (2013).</p> <p>(14) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated Analysis</p> | <p>5. 参考文献</p> <p>(1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(2) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(3) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）</p> <p>(4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析－VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）</p> <p>(5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)</p> <p>(6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023</p> <p>(7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.</p> <p>(8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.</p> <p>(9) R. E. Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFBFR Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-8036(1973)</p> <p>(10) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2.A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003-070 (August 2003).</p> <p>(11) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).</p> <p>(12) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).</p> <p>(13) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.</p> <p>(14) ANSYS AUTODYN user's manual: release 15.0, ANSYS, Inc., Pennsylvania, USA (2013).</p> <p>(15) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated Analysis</p> |

| 変更前 (2021.12.2 付補正)  | 変更後  |
|--|--|
| <p>of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences,” Proceedings of the International Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol.IV, pp.1 -12.</p> <p>(15) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Valdez, “CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors” , SAND91-1490, January 1993.</p> <p>(16) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project” , ICONE23-1586, May 2015.</p> <p>(17) 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 (2016)」</p> | <p>of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences,” Proceedings of the International Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol.IV, pp.1 -12.</p> <p>(16) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Valdez, “CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors” , SAND91-1490, January 1993.</p> <p>(17) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project” , ICONE23-1586, May 2015.</p> <p>(18) 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 (2016)」</p> |

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

**【添付書類 10（追補）】**

| 変更前 (2021. 12. 2 付補正) | 変更後   |
|-----------------------|---|
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VI. 1 FMEAによる事象選定の妥当性確認について (MK-IV炉心)</u><br><u>(省略)</u>   |
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VI. 2 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定及び液位への影響</u><br><u>(省略)</u>   |
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VII. 1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定について</u><br><u>(省略)</u>  |
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VII. 2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて</u><br><u>(省略)</u>                                   |
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VII. 3 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳</u><br><u>事故の炉内事象過程の計算について</u><br><u>(省略)</u> |
| (なし)                  | (追加)<br><u>追補VII. 4 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故における計算</u><br><u>(省略)</u>  |

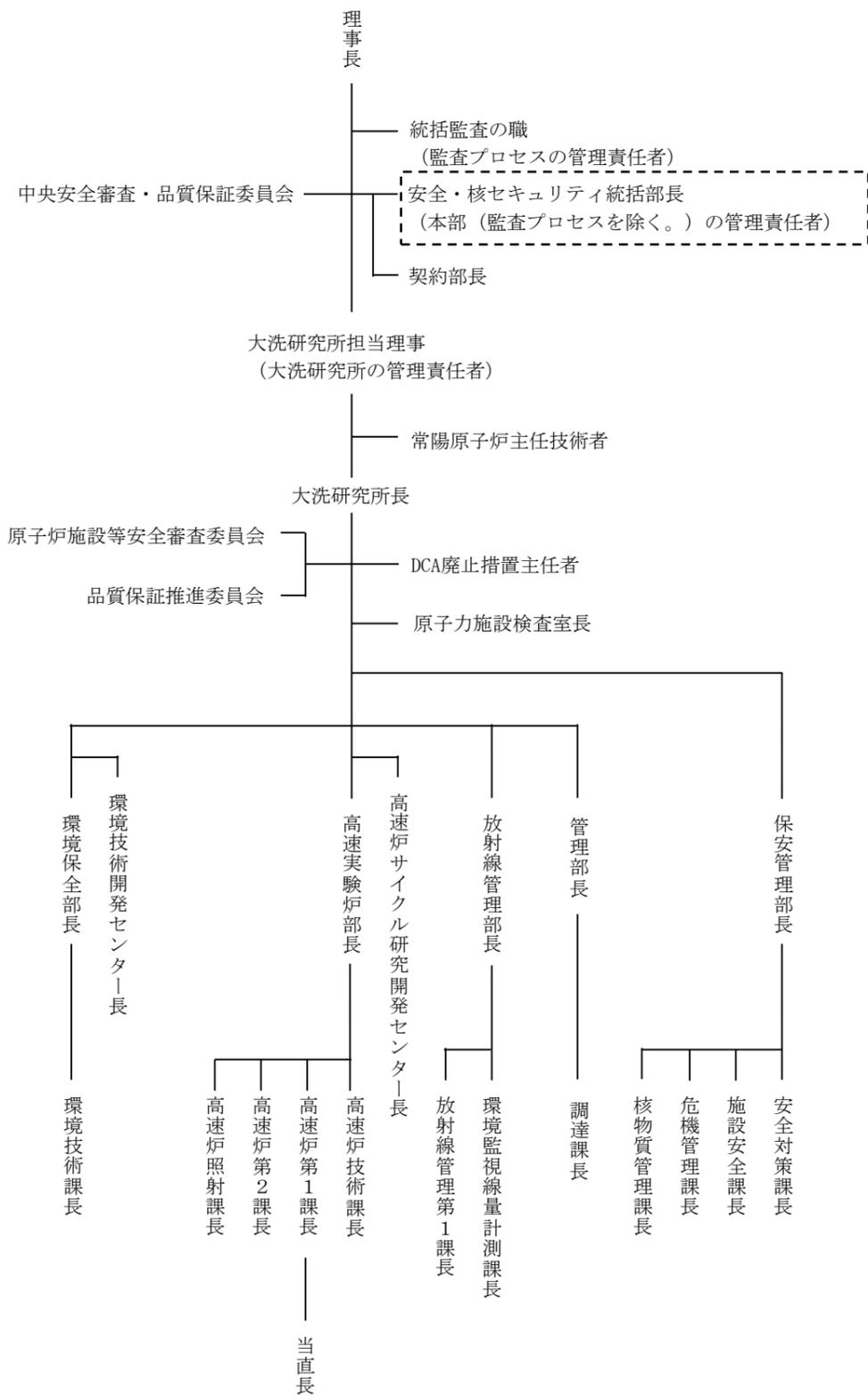
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第3回）の新旧対比表

【添付書類 11】

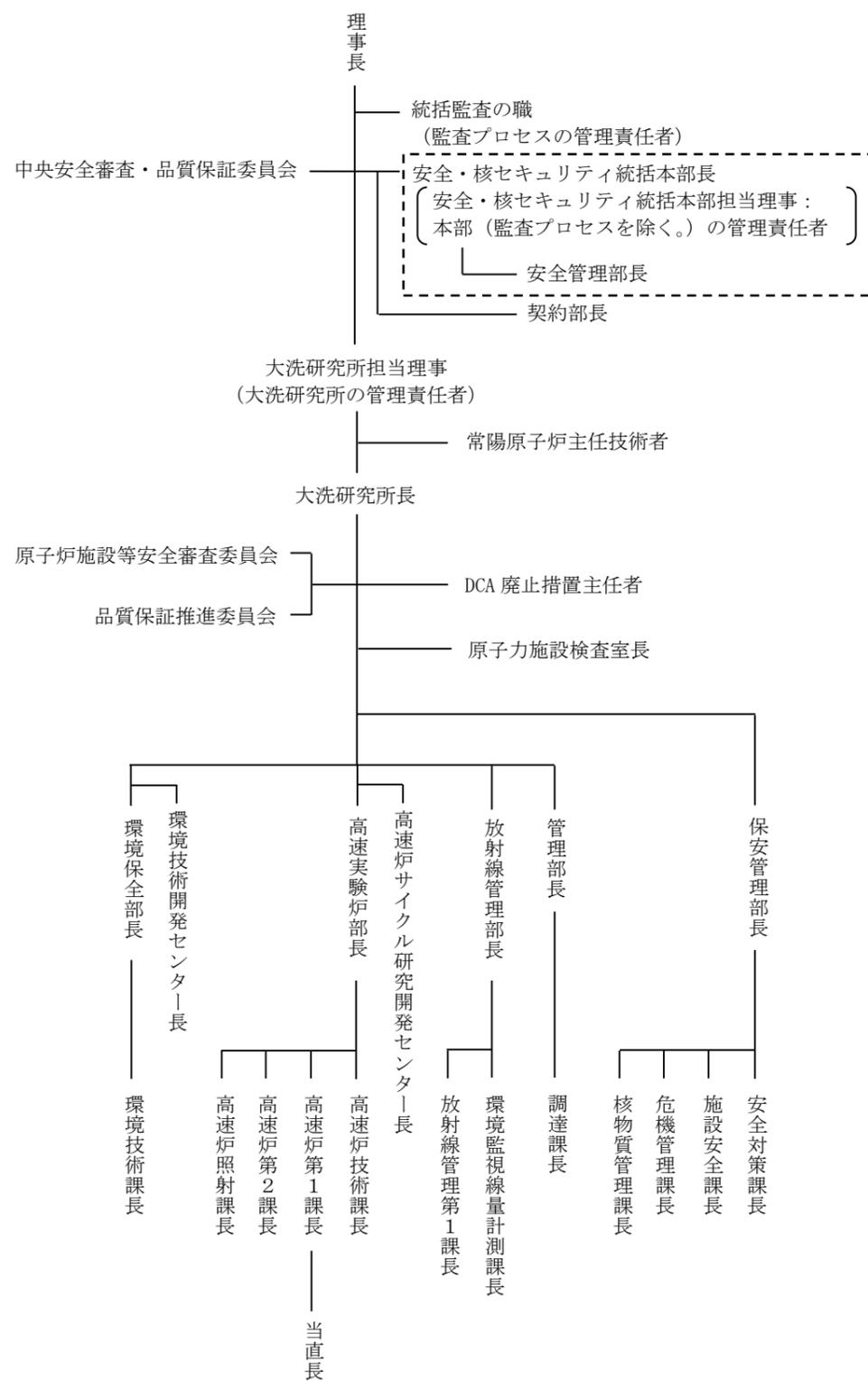
| 変更前 (2021.12.2 付補正)   | 変更後   |
|---|---|
| <p>1. 保安活動における品質管理に必要な体制<br/>(省略)</p> <p>2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動<br/>(省略)</p> | <p>1. 保安活動における品質管理に必要な体制<br/>(変更なし)</p> <p>2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動<br/>(変更なし)</p> |

変更前 (2021.12.2 付補正)



第1図 大洗研究所(南地区)原子炉施設保安管理組織(令和3年8月1日現在)

変更後



第1図 大洗研究所(南地区)原子炉施設保安管理組織(令和4年4月1日現在)