

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4回）の方針

【本文】

変更前 (2023. 2. 22 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 (省略)</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造 (1) ~ (2) (省略) (3) その他の主要な構造 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変化を考慮して適切に組み合わせる。</p> <p>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。</p> <p>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。</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、以下に選定した自然現象に含まれる。</p> <p>(a-1) 洪水 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。</p> <p>(a-2) 降水 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。</p> <p>(a-3) 風（台風） 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。</p> <p>(a-4) 凍結 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。</p> <p>(a-5) 積雪</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 (変更なし)</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造 (1) ~ (2) (変更なし) (3) その他の主要な構造 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変化を考慮して適切に組み合わせる。</p> <p>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。</p> <p>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。</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、以下に選定した自然現象に含まれる。</p> <p>(a-1) 洪水 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。</p> <p>(a-2) 降水 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、<u>構内雨水排水管及び一般排水路による海域への排水並びに建物の雨水流入防止措置により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。これを上回る降水については、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>(a-3) 風（台風） 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。</p> <p>(a-4) 凍結 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。</p> <p>(a-5) 積雪</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>(a-6) 落雷</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>(a-7) 地滑り</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>(a-8) 生物学的事象</p> <p>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。</p> <p>(a-9) 火山の影響</p> <p>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 1.5g/cm³ の降下火砕物に対し<u>対策を行い、建屋による防護、構造健全性の維持、</u>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。</p>	<p>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。</p> <p>(a-6) 落雷</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>(a-7) 地滑り</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>(a-8) 生物学的事象</p> <p>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。</p> <p>(a-9) 火山の影響</p> <p>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 1.5g/cm³ の降下火砕物に対し、<u>以下のような設計とすることにより、降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること又は降下火砕物による影響を考慮して、</u>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>なお、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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること</u> ・<u>水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること</u> ・<u>換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること</u> ・<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に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること</u> ・<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に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること</u> ・<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こと</u> ・<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計測制御設備（安全保護系）の設置場所の換気空調設備は、降下火砕物が侵入しにくい設計とすること</u>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(a-10) 竜巻の影響</p> <p>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。</p> <p>(a-11) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）</p> <p>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。</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換気空調設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調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こと</u></p> <p><u>さらに、降下火砕物による間接的影響である 4 日間の外部電源喪失及び原子炉施設外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉施設の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>(a-10) 竜巻の影響</p> <p>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>なお、竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれの確認された場合には、原子炉を停止する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>設計飛来物は、サイズ、剛柔、浮き上がり有無及び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>(a-11) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）</p> <p>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>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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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を基に求めた最大火線強度 (1,063kW/m) から算出される防火帯 (約18m <u>又は</u> 7m) を敷地内に設ける。</p> <p>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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災による屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>b. 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 (故意によるものを除く。) に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>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。) については、網羅的に抽出する。</p> <p>(b-1) 航空機落下 航空機の落下確率は、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 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>(b-2) ダムの崩壊 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>(b-3) 爆発 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>(b-4) 有毒ガス</p>	<p><u>炉を停止する。また、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。</u></p> <p>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を基に求めた最大火線強度 (1,063kW/m) から算出される防火帯 (<u>防火帯の風上 20m 内に樹木が存在する場合は約 18m、防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合は 7m</u>) を敷地内に設ける。</p> <p>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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災による屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>b. 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 (故意によるものを除く。) に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>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。) については、網羅的に抽出する。</p> <p>(b-1) 航空機落下 航空機の落下確率は、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 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>(b-2) ダムの崩壊 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>(b-3) 爆発 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>(b-4) 有毒ガス</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。</p> <p>(b-5) 船舶の衝突</p> <p>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、原子炉施設の東側に海岸があるが、原子炉施設からは十分離れている。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p> <p>(b-6) 電磁的障害</p> <p>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、鋼製管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。</p> <p>c. 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>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。</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>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（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。）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>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。</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>安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。</p> <p>(b-5) 船舶の衝突</p> <p>原子炉施設は、港湾等を有していない。また、原子炉施設の東側に海岸があるが、原子炉施設からは十分離れている。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p> <p>(b-6) 電磁的障害</p> <p>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、鋼製管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。</p> <p>c. 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>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。</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>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（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。）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>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。</p> <p>d. 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</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（以下「ナトリウム燃焼」という。）を含む。以下同じ。）<u>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><u>原子炉施設には、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。</u></p> <p><u>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、放射線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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</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><u>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。</u></p> <p>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。</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><u>(d-1) 火災防護対象機器</u></p> <p><u>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。安全機能の重要度分類から以下の構築物、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」という。）として選定する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ 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（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ことを以下「原子炉の安全停止」という。）ための構築物、系統及び機器</u> <u>・ 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</u> <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</u> <p><u>火災防護対象機器等に対する火災防護基準による三方策の組合せは、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等の配置、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三方策のそれぞれを講じ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」を講じることを基本とし、加えて、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」又は「火災の影響軽減」を講じる。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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <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> <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を喪失しない。</u> <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>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>iv) 代替手段により機能を達成できるため、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>なお、火災防護基準による対策を適用しなかった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>(d-2) 火災区域及び火災区画の設定</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉施設の建物ごとに建物内の全体を火災区域として設定する。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、ナトリウム燃焼に対する三方策のそれぞれを講じる設計とする。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っては、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><u>(d-3) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策</u></p> <p><u>(d-3-1) ナトリウム漏えいの発生防止</u></p> <p><u>設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、ナトリウム漏えい発生防止について、以下のとおり設計する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <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> <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> <u>・ ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計する。</u> <p><u>なお、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ことによるナトリウム漏えい防止措置を講じるか、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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>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>(d-3-2) 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設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、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ができるように、以下のとおり設計する。</u></p> <p><u>(d-3-2-1) 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設計とする。</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る設計とする。</u></p> <p><u>ナトリウム漏えい検出器は、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設計とする。</u></p> <p><u>ナトリウム漏えい検出器は、想定される自然現象に対して、ナトリウム漏えい検出器の機能、性能が維持できる設計とする。</u></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設計とする。</u></p> <p><u>(d-3-2-2) 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、当該感知については、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、煙感知器又は熱感知器を設置する設計とする。</u></p> <p><u>(d-3-2-3) 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適切に設置する。</u></p> <p><u>原子炉施設で保有する特殊化学消火剤は、十分な量を備える設計とする。</u></p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、想定される自然現象に対して、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の機能、性能が維持できる設計とする。</u></p> <p><u>(d-3-3) ナトリウム燃焼の影響軽減</u></p> <p><u>設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、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> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制するための対策を講じる。</u> <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（原子炉運転中に窒素雰囲気で維持する格納容器（床下）を除く。）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> <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、ナトリウムと空気との接触面積を低減する。</u> <u>・ ナトリウムと湿分等の反応に伴い発生した水素が蓄積するおそれのある火災区画については、当該火災区画に窒素ガスを供給し、水素の濃度を燃焼限界</u>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>濃度以下に抑制できる設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <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> <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設計とする。</u> <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、鋼製のライナ又は受樋を設置する。</u> <p><u>(d-3-4) ナトリウム燃焼の影響評価</u></p> <p><u>設計基準において想定されるナトリウム燃焼に対して、ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量及び漏えいしたナトリウムの燃焼による影響を評価し、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼と一般火災の重畳を考慮する。</u></p> <p><u>(d-4) 一般火災に対する火災防護対策</u></p> <p><u>(d-4-1) 一般火災の発生防止</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、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>(d-4-1-1) 発火性又は引火性物質への対策</u></p> <p><u>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><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設計とする。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設計とする。</u></p> <p><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機器等を設置する火災区画のうち、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、必要な電気設備に接地を施す設計とする。ただし、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点が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がない場合には、燃料油（重油）及び潤滑</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>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>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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-2) 可燃性の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設計とする。</u></p> <p><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、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設計とする。ただし、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点が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がない場合には、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></p> <p><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>(d-4-1-3) 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を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納するなどの対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する設計とする。</u></p> <p><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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-4) 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、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するものとする。当該換気設備は、外部電源喪失時には、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。当該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するものとする。</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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-5) 過電流による過熱防止対策</u></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設計とする。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>(d-4-1-6) 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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-6-1) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用</u></p> <p><u>火災防護対象機器等について、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設計とする。ただし、配管等のパッキン類は、金属に覆われた狭隘部に設置し直接火炎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、引火、着火等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><u>(d-4-1-6-2) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包</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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-6-3) 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設計とする。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設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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> ・ <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> <p><u>(d-4-1-6-4) 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、難燃性材料を使用する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-6-5) 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、不燃性材料を使用する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-6-6) 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は、不燃性材料を使用する設計とする。ただし、耐放射線性、</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>除染性及び耐腐食性の確保を目的とし、管理区域の床及び天井のコーティング剤については、難燃性材料を使用する設計とする。</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したものを使用する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-1-7) 自然現象による火災の発生防止対策</u></p> <p><u>想定される自然現象によって、原子炉施設内の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火災が発生することを防止する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-2) 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> <p><u>(d-4-2-1) 一般火災の感知</u></p> <p><u>火災感知器（感知器（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（以下「検定品」という。）をいう。）及び検知装置（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。）を合わせて「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設計とする。</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設計とする。</u></p> <p><u>火災感知器について、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、空気流れ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、固有の信号を発する異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とする。建物内における固有の信号を発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、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。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設計とする。</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域又は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設計とする。</u></p> <p><u>受信機について、火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため、受信機を中央制御室に設置する設計とする。受信機は、火災感知器が作動した場合に警報を発し、かつ、火災の発生場所を特定できる設計とする。</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、非常用電源設備より電源を供給する設計とする。</u></p> <p><u>火災感知設備は、想定される自然現象に対して、火災感知設備の機能、性能が維</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>持できる設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-2-2) 一般火災の消火</u></p> <p><u>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。）で消火を行う設計とし、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は、固定式消火設備として手動起動又は自動起動の固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置し消火を行う設計とする。</u></p> <p><u>可搬式消火器について、原子炉施設には、可搬式消火器及び防護具を適切に設置する設計とする。</u></p> <p><u>原子炉施設で保有するABC消火剤は、十分な量を備える設計とする。</u></p> <p><u>可搬式消火器は、想定される自然現象に対して、可搬式消火器の機能、性能が維持できる設計とする。</u></p> <p><u>固定式消火設備（ハロン消火設備）について、固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤の量は、消防法に基づく設計とする。</u></p> <p><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設計とする。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設計とする。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発する設計とする。</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機器等を設置する火災区画の消火を行うための固定式消火設備（ハロン消火設備）は、火災区画ごとに設置する設計とする。ただし、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を設置する火災区画に対して、1つの固定式消火設備（ハロン消火設備）で消火を行う場合には、当該固定式消火設備（ハロン消火設備）の動的機器である選択弁及び容器弁について、単一故障を仮定しても、機能を喪失しない設計とする。</u></p> <p><u>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、想定される自然現象に対して、固定式消火設備（ハロン消火設備）の機能、性能が維持できる設計とする。</u></p> <p><u>地震に対する固定式消火設備（ハロン消火設備）の機能、性能の維持について、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設計とする。また、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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3) 一般火災の影響軽減</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、以下の一般火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-1) 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を設置する火災区域と隣接する他の火災区域との境界の耐火壁は、3時間以上の耐火能力を有する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-2) 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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>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。</u></p> <p><u>(d-4-3-3) 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を同一の火災区画に設置する場合は、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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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、固定式消火設備（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、手動操作による固定式消火設備（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。</u></p> <p><u>(d-4-3-3-1) 中央制御室における火災の影響軽減</u></p> <p><u>制御盤等の中の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及び当該ケーブルの周囲のケーブルは、可能な限り 30 分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設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室には、固有の信号を発する異なる感知方式の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する設計とする。また、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接続する制御盤等には、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ように煙感知器を設置する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室には、可搬式消火器として、ABC 消火器に加えて、電気機器へ悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置し、消火を行う設計とする。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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-3-2) ケーブル室における火災の影響軽減</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設計とする。当該電線管を敷設することができない狭隘部には、30 分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設計とする。</u></p> <p><u>ケーブル室には、固有の信号を発する異なる感知方式の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する設計とする。また、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に、検知装置として光ファイバ温度センサを設置する</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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><u>設計とする。</u></p> <p><u>ケーブル室には、自動起動又は現場（火災範囲外）で手動起動ができる固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-4) 換気設備は、他の火災区画の火、熱又は煙が、火災防護基準による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設計とする。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、難燃性材料を使用する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-5) 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、排煙設備を設置する設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-3-6) 地下階に設置する燃料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設計とする。</u></p> <p><u>(d-4-4) 一般火災の影響評価</u></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」を参考に評価し、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。</u></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><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><u>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。</u></p> <p><u>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。安全機能の重要度分類から以下の構築物、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> <ul style="list-style-type: none"> <u>・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</u> <u>・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</u> <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</u> <p><u>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つの観点を考慮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。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>f .</p> <p>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</p>	<p><u>・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。</u></p> <p><u>・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。</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、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。なお、内部溢水により、原子炉に外乱が生じ、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因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</u></p> <p><u>・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</u></p> <p><u>・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</u></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つては、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><u>溢水経路の想定にあつては、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><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> <p>f . <u>原子炉施設（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を含む。）は、誤操作を防止するように設計する。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。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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</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止できるように設計する。</p> <p>g. 原子炉施設には、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安全避難通路、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明、及び設計基準事故が発生し、事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明（電源を含む。）を設ける。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。</p> <p>h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保するように、また、その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。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が発生した場合であって、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に、その機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を確保するように設計する。なお、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>i. 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、その機能を発揮できるように設計する。また、安全施設は、機器又は配管の損傷に伴う飛散物により安全性を損なわないものとする。</p> <p>j. ～ k. (省略)</p> <p>l. 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の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。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。構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時に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、外部電源喪失時に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。</p>	<p>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。</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止できるように設計する。</p> <p>g. 原子炉施設には、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安全避難通路、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明、及び設計基準事故が発生し、事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明（電源を含む。）を設ける。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。</p> <p>h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保するように、また、その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。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が発生した場合であって、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に、その機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を確保するように設計する。なお、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>i. 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、<u>材料の疲労や劣化等を考慮しても、十分な余裕をもって、</u>その機能を発揮できるように設計する。また、安全施設は、機器又は配管の損傷に伴う飛散物により安全性を損なわないものとする。</p> <p>j. ～ k. (変更なし)</p> <p>l. 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の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。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。構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時に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、外部電源喪失時に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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。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。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っても使用できるものとする。</p> <p>m. (省略)</p> <p>第1図～第10図 (省略)</p> <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備 (省略) (1) 試験研究用等原子炉の炉心 (省略)</p>	<p>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。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おそれのあ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っても使用できるものとする。</p> <p>m. (変更なし)</p> <p>第1図～第10図 (変更なし)</p> <p>ハ. 原子炉本体の構造及び設備 (変更なし) (1) 試験研究用等原子炉の炉心 (変更なし)</p>

第2表 (省略)
(2) 燃料体

第1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装着する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	4体 1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

第2表 (変更なし)
(2) 燃料体

第1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装着する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	4体 1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(省略)</p> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 炉心燃料集合体 (省略)</p> <p>b. 照射燃料集合体 (省略)</p> <p>(a) A型照射燃料集合体 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。 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、α型又はβ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>(b) ~ (d) (省略)</p> <p>第3表~第4表 (省略)</p> <p>ニ. (省略)</p> <p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (省略)</p> <p>(1) 一次冷却設備 (省略)</p> <p>(i) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>a. ~ b. (省略)</p> <p>c. 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 約510mm(原子炉容器出口配管) 主要な配管は<u>2</u>重管とする。</p> <p>(iii) (省略)</p> <p>(4) その他の主要な事項 その他の主要な設備として次のものを設ける。</p> <p>(i) 補助冷却設備 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。 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。</p> <p>a. 1次補助冷却系</p>	<p>(変更なし)</p> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 炉心燃料集合体 (変更なし)</p> <p>b. 照射燃料集合体 (変更なし)</p> <p>(a) A型照射燃料集合体 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。 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、α型又はβ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>(b) ~ (d) (変更なし)</p> <p>第3表~第4表 (変更なし)</p> <p>ニ. (変更なし)</p> <p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (変更なし)</p> <p>(1) 一次冷却設備 (変更なし)</p> <p>(i) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>a. ~ b. (変更なし)</p> <p>c. 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 約510mm(原子炉容器出口配管) 主要な配管は<u>二</u>重管とする。</p> <p>(iii) (変更なし)</p> <p>(4) その他の主要な事項 その他の主要な設備として次のものを設ける。</p> <p>(i) 補助冷却設備 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。 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。</p> <p>a. 1次補助冷却系</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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。</p> <p>(a) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(b) 主要機器及び管の個数及び構造</p> <p>① 補助中間熱交換器 型式 たて置シェルアンドチューブ型 基数 1 基 容量 約 2.6MW 使用材料 ステンレス鋼</p> <p>② 循環ポンプ 型式 電磁式 基数 1 基 容量 約 56t/h</p> <p>③ 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 約 110 mm (原子炉容器出<u>入</u>口配管)</p> <p>(省略)</p> <p>へ. ~ リ. (省略)</p> <p>ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(1) 非常用電源設備の構造</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つては、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。<u>また</u>、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>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。</p> <p>(a) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(b) 主要機器及び管の個数及び構造</p> <p>① 補助中間熱交換器 型式 たて置シェルアンドチューブ型 基数 1 基 容量 約 2.6MW 使用材料 ステンレス鋼</p> <p>② 循環ポンプ 型式 電磁式 基数 1 基 容量 約 56t/h</p> <p>③ 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 約 110 mm (原子炉容器出口配管)</p> <p>(変更なし)</p> <p>へ. ~ リ. (変更なし)</p> <p>ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(1) 非常用電源設備の構造</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つては、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。</p> <p>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。</p> <p><u>さらに、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあつては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(省略)</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造 (省略)</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(i) 常用電源 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>(ii) 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 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。 「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。 「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。 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。 原子炉施設には、プラント状態に応じて、措置に使用する資機材をあらかじめ整備する。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。</p> <p>a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材 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> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系 制御棒連続引き抜き阻止インターロック 原子炉保護系(スクラム)(手動スクラムを含む。) 原子炉保護系(アイソレーション) 後備炉停止系用論理回路 	<p><u>判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p>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>(変更なし)</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造 (変更なし)</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(i) 常用電源 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>(ii) 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 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。 「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。 「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。 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。 原子炉施設には、プラント状態に応じて、措置に使用する資機材をあらかじめ整備する。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。</p> <p>a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材 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> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系 制御棒連続引き抜き阻止インターロック 原子炉保護系(スクラム)(手動スクラムを含む。) 原子炉保護系(アイソレーション) 後備炉停止系用論理回路

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>原子炉冷却材バウンダリ 冷却材バウンダリ 原子炉容器リークジャケット 原子炉カバーガス等のバウンダリ (安全板を含む。) 格納容器バウンダリ 1次主冷却系サイフォンブレイク配管 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁 非常用冷却設備及び補助冷却設備 安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。) 断熱材及びヒートシンク材 関連する核計装 関連するプロセス計装 遅発中性子法燃料破損検出設備 仮設電源設備 (燃料油運搬設備を含む。) 仮設計器 b. ～ c. (省略)</p>	<p>原子炉冷却材バウンダリ 冷却材バウンダリ 原子炉容器リークジャケット 原子炉カバーガス等のバウンダリ (安全板を含む。) 格納容器バウンダリ 1次主冷却系サイフォンブレイク配管 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁 非常用冷却設備及び補助冷却設備 安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。) 断熱材、ヒートシンク材及びライナ 関連する核計装 関連するプロセス計装 遅発中性子法燃料破損検出設備 仮設電源設備 (燃料油運搬設備を含む。) 仮設計器 b. ～ c. (変更なし)</p>

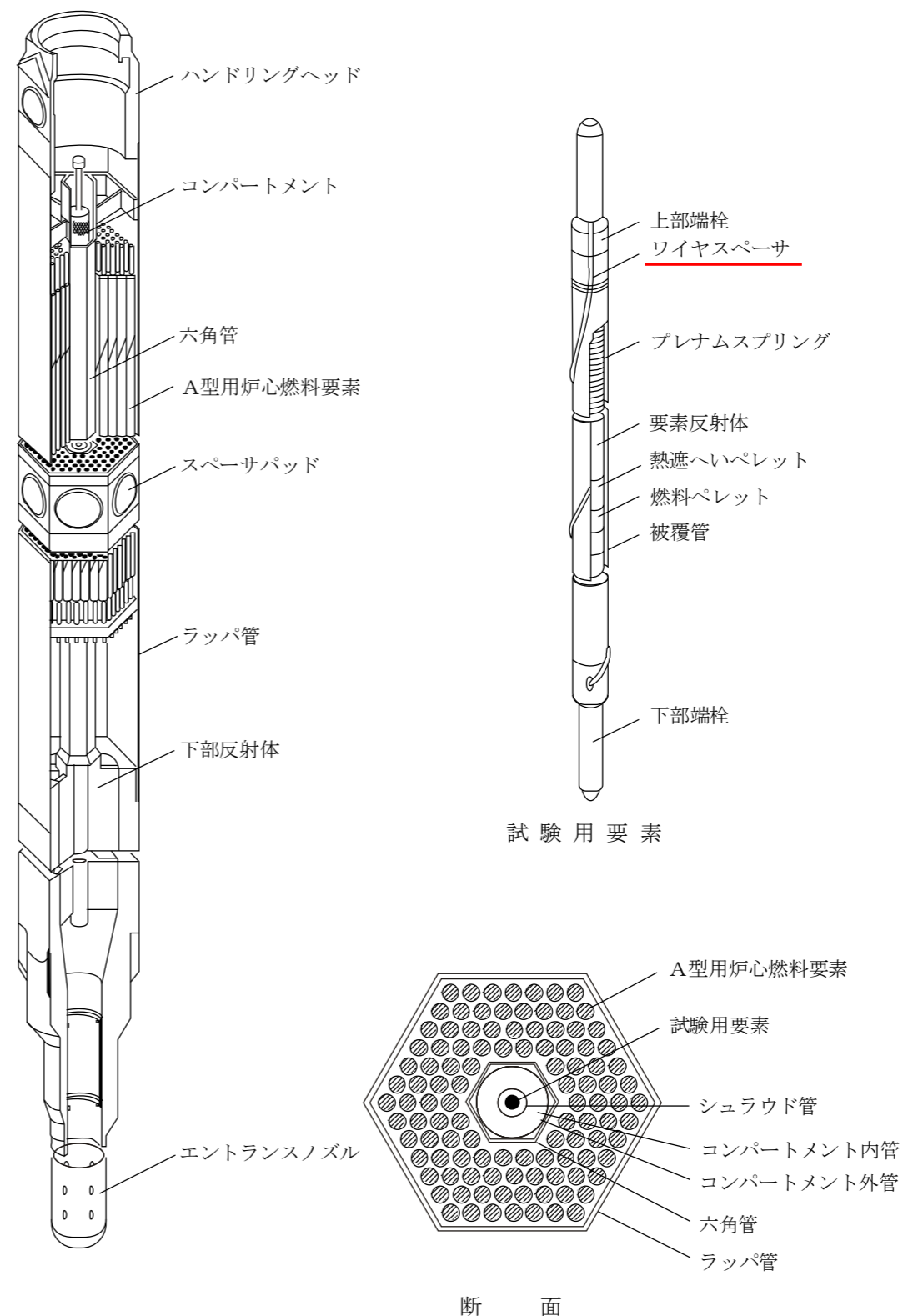
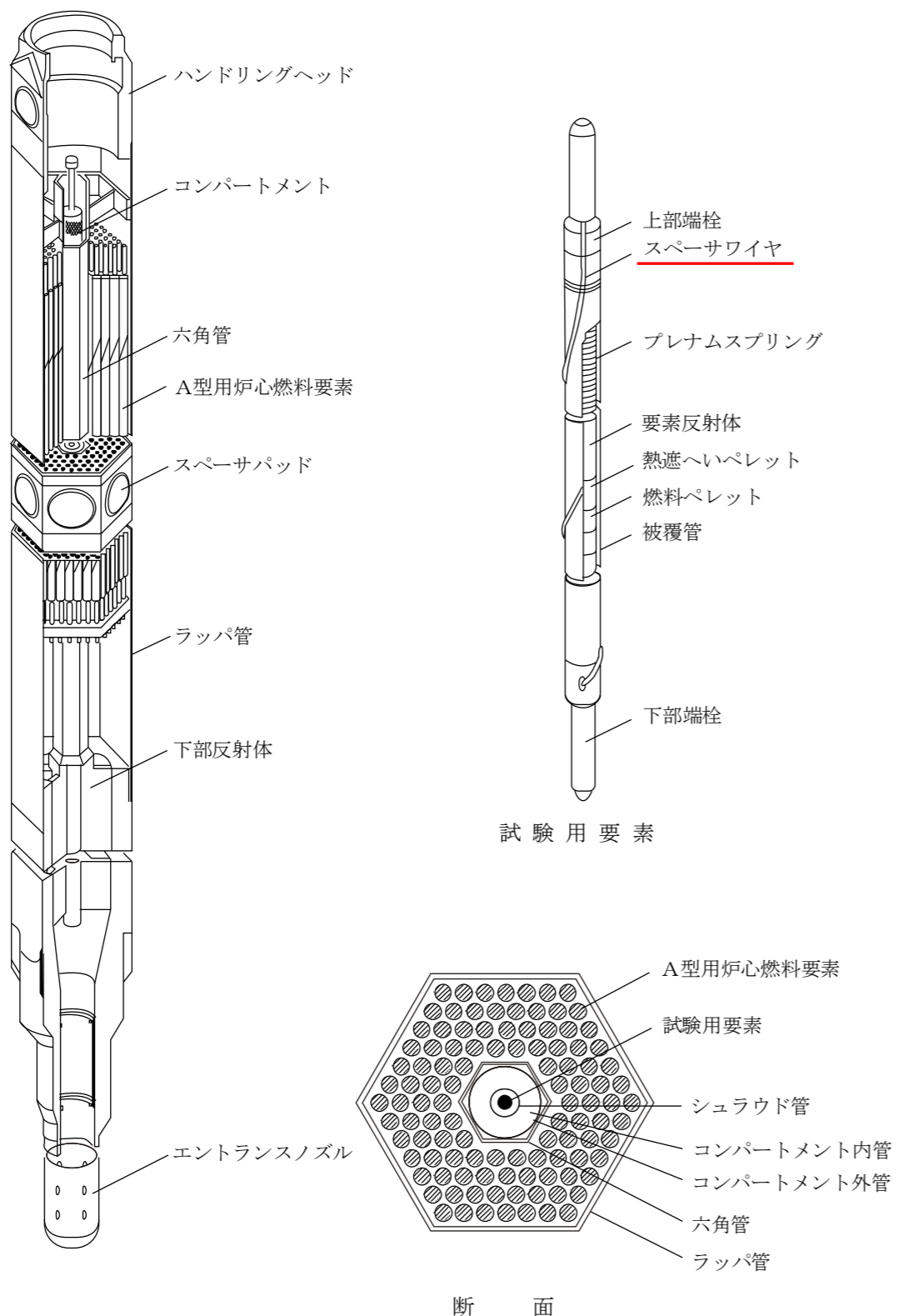
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）

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4回）の方針

【本文添付参考図面】

変更前 (2021. 12. 2 付補正)

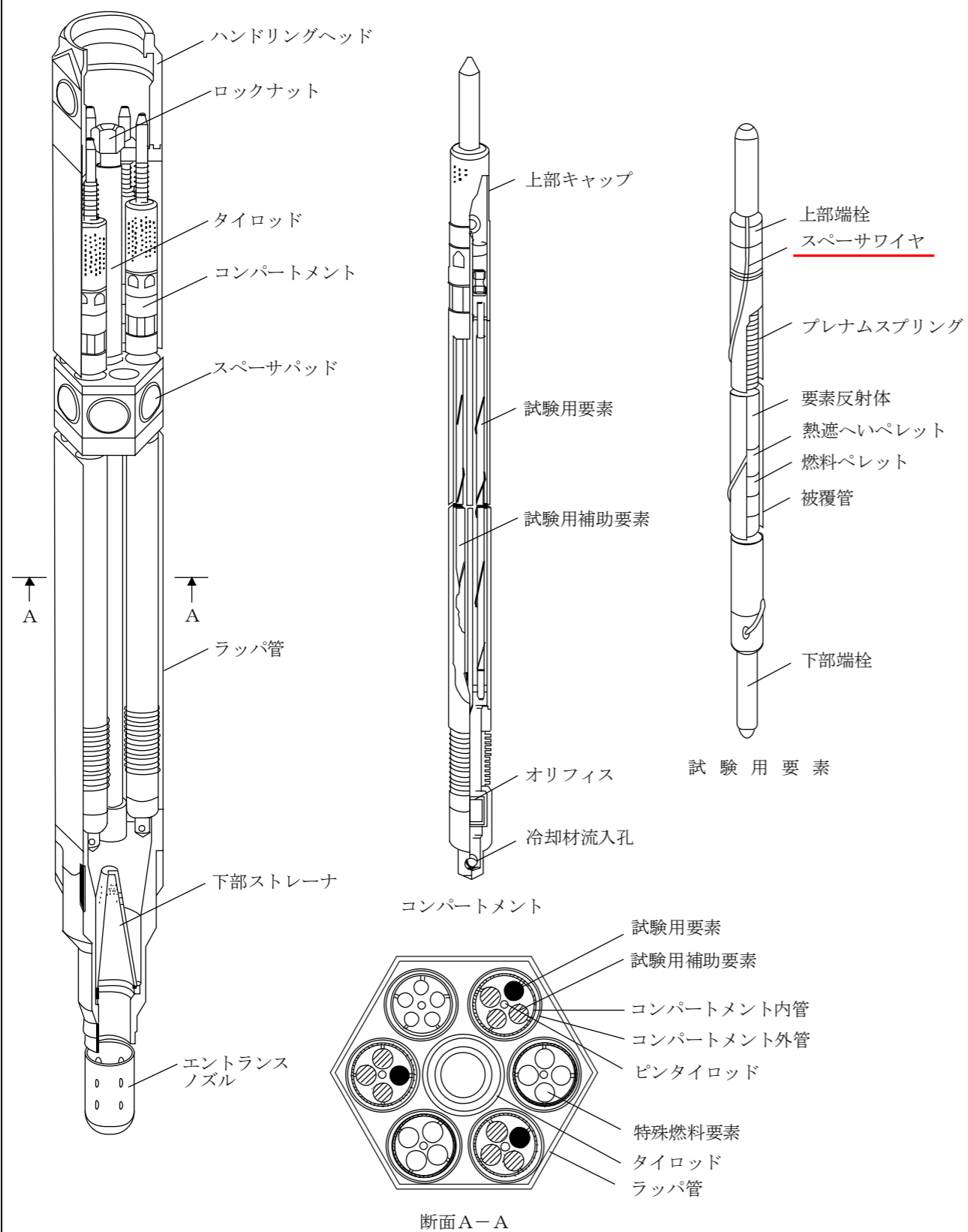
変更後



第21.1図 A型照射燃料集合体－限界照射試験用（参考用）

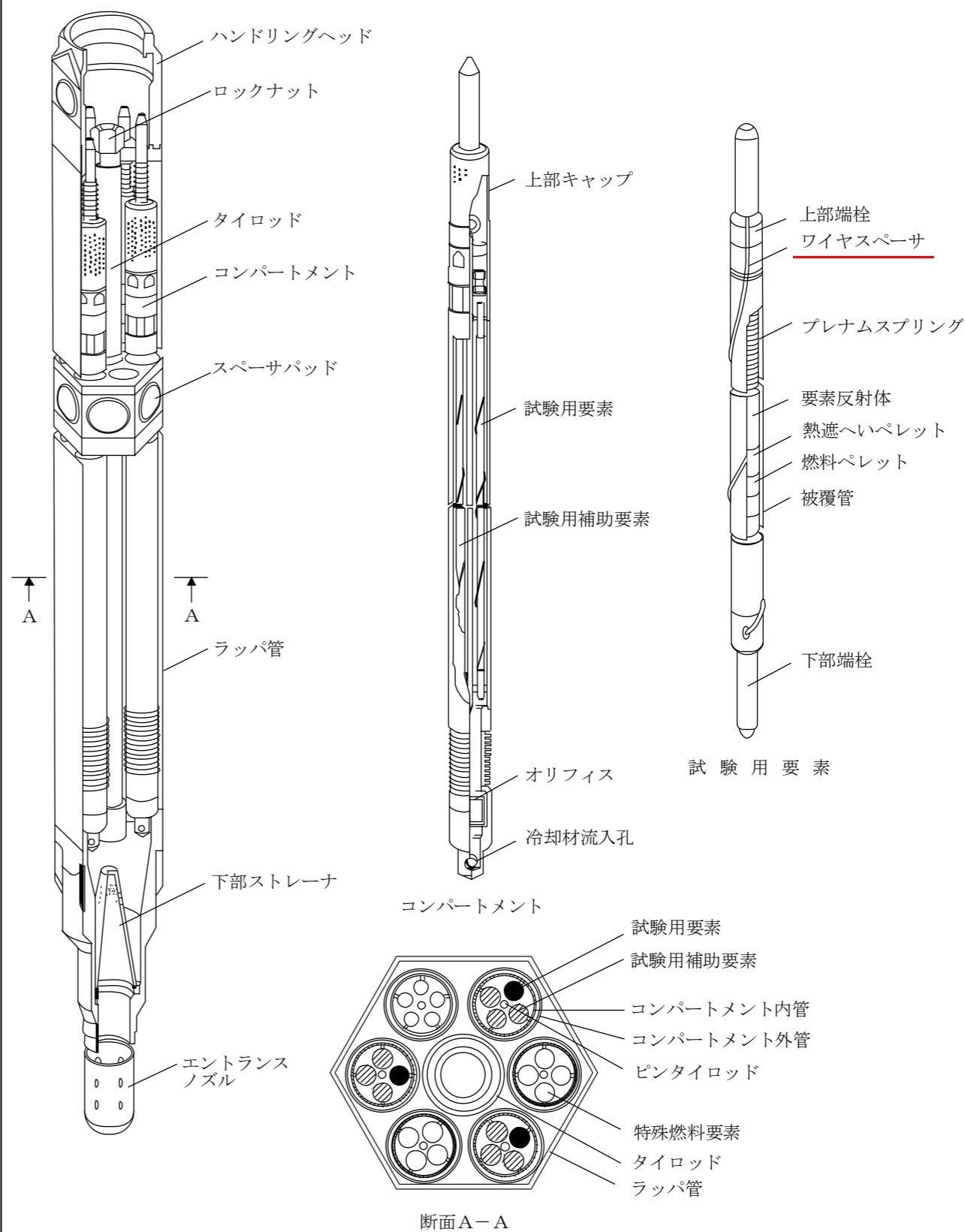
第21.1図 A型照射燃料集合体－限界照射試験用（参考用）

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第21.2図 B型照射燃料集合体－限界照射試験用（参考用）

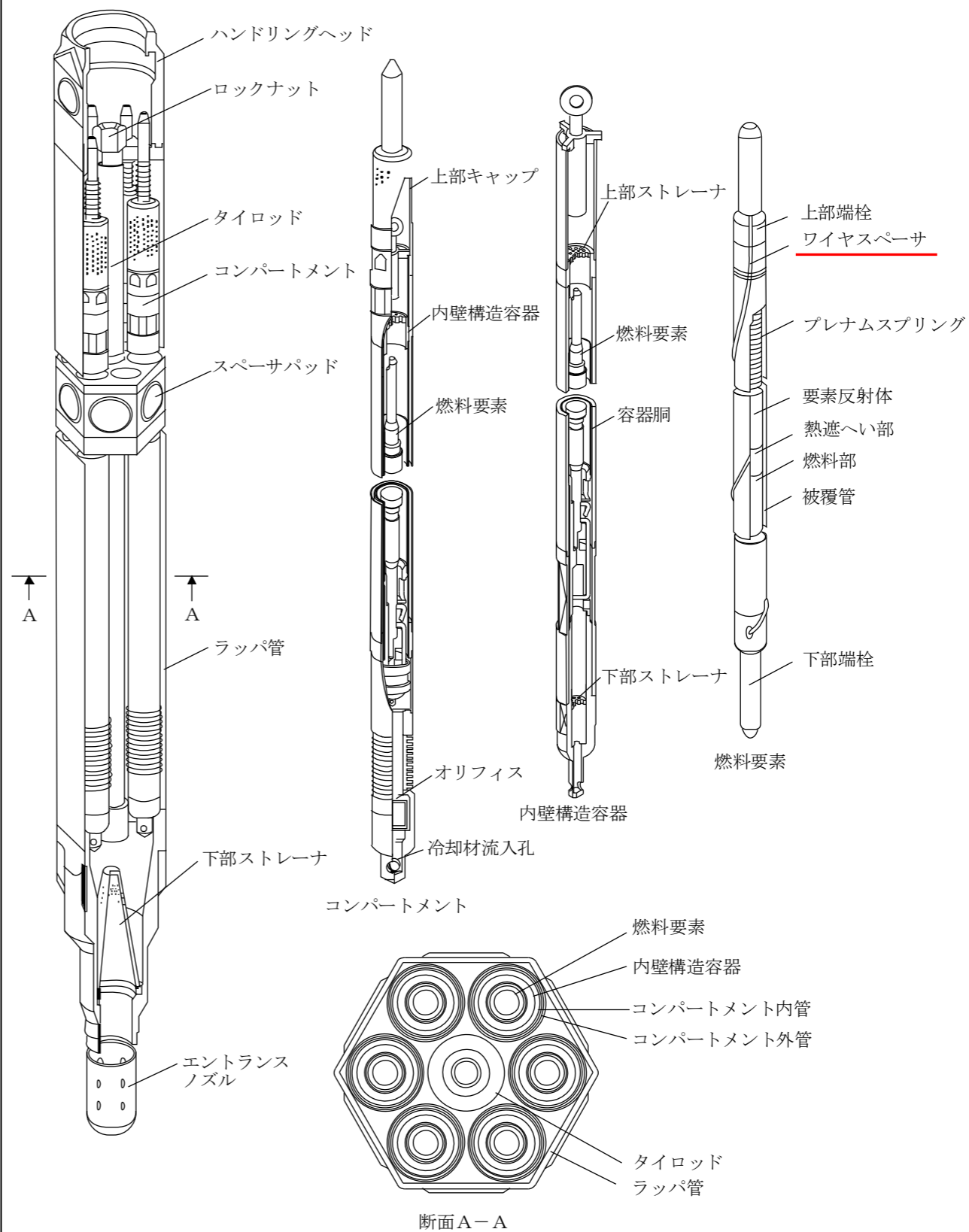
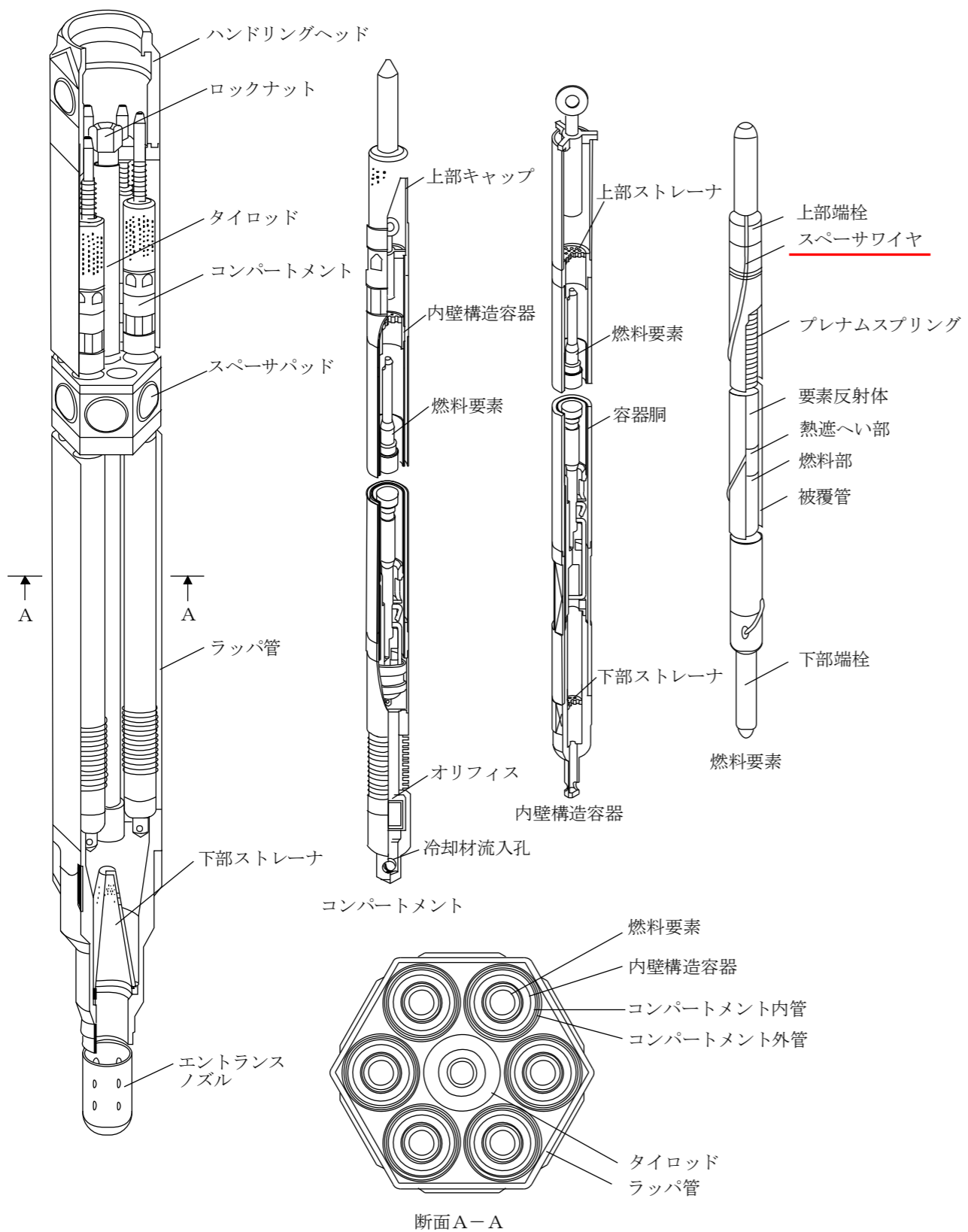
変更後



第21.2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)

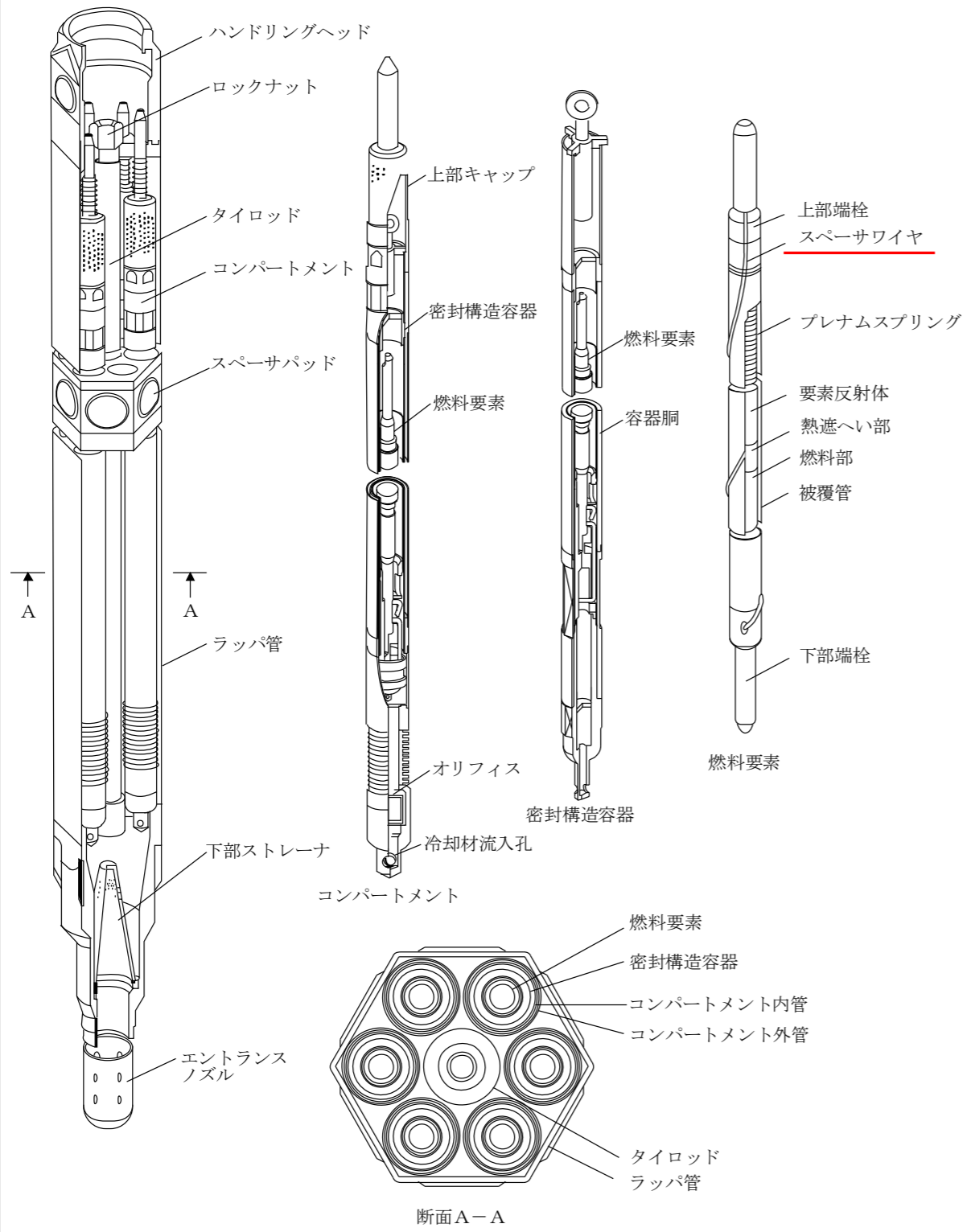
変更後



第21.3図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

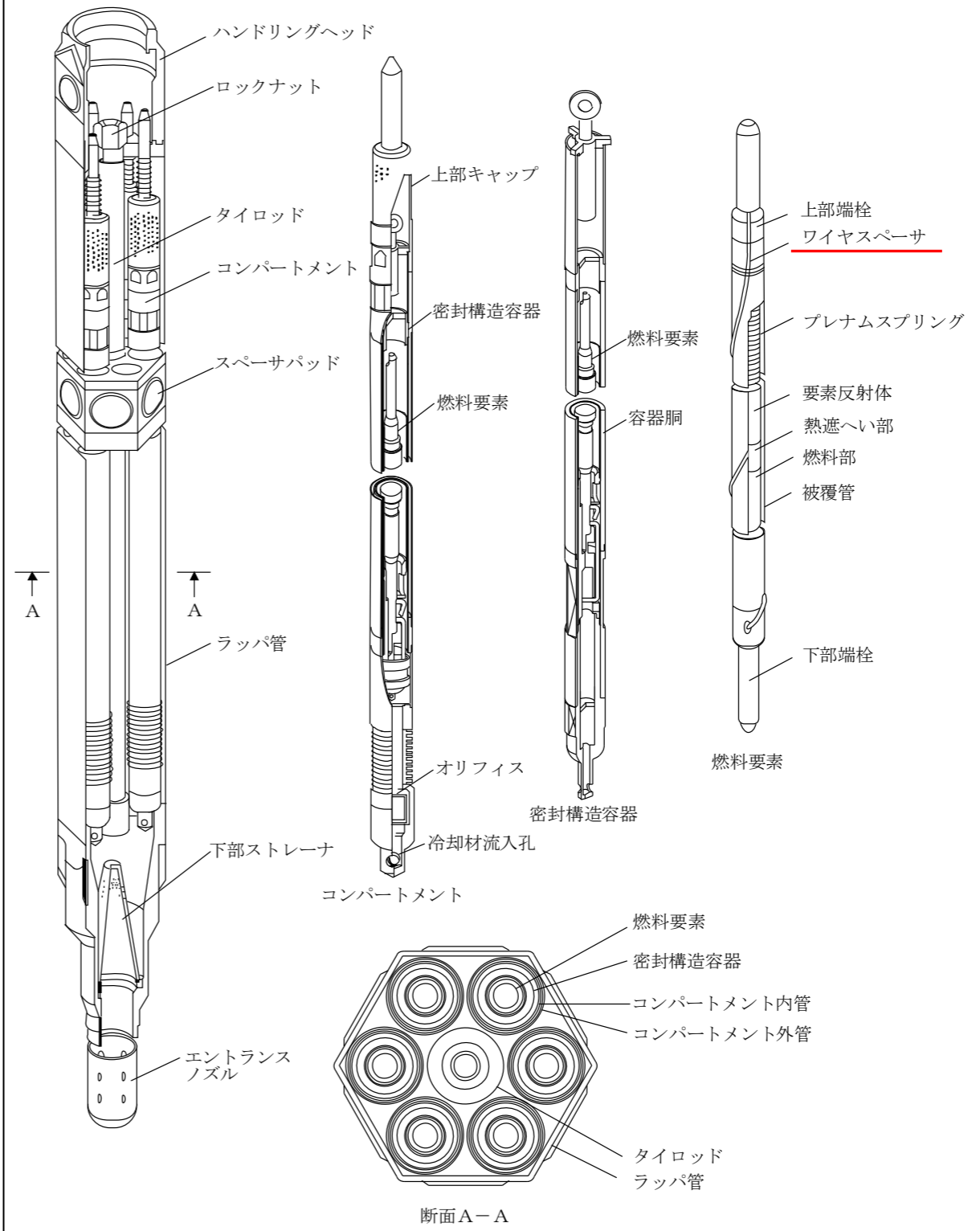
第21.3図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

変更前 (2021. 12. 2 付補正)



第21.4図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

変更後



第21.4図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

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4回）の方針

【添付書類6（3. 地盤）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>3. 地盤</p> <p>3.1 ~ 3.4 (省略)</p> <p>3.5 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造及び地盤</p> <p>3.5.1 調査内容</p> <p>3.5.1.1 ~ 3.5.1.3 (省略)</p> <p>3.5.1.4 土質試験 原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするため、採取した試料を用いて、物理試験及び力学試験を実施した。 試験は、日本工業規格 (JIS)、地盤工学会基準 (JGS) 等に準拠した。</p> <p>(1) 試験項目 物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度、含水比、土粒子の密度等を計測する物理試験を実施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、三軸圧縮試験、静ポアソン比測定、繰返し三軸試験 (変形特性)、繰返し中空ねじりせん断試験 (変形特性) を実施した。</p> <p>(2) 試験方法</p> <p>a. 三軸圧縮試験 試験は、<u>ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で所定の側圧のもとで軸荷重を載荷し (CUU条件)、破壊時の軸差応力を求める方法、所定の圧力で圧密した後、排水状態で軸荷重を載荷し (以下「CD条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法及び非排水状態で軸荷重を載荷し (以下「UU条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。</u> 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm又は直径約9.2cm、高さ約18.4cmとした。</p> <p>b. ~ d. (省略)</p> <p>3.5.1.5 原位置試験 (省略)</p> <p>3.5.1.6 改良地盤の試験 改良地盤の物理的、力学的性質を確認し、施設の設計及び施工の基礎資料を得るため、第3.5.1図(2)に示す位置で試験施工を行い、物理試験<u>及び</u>力学試験を実施した。試験は、日本工業規格 (JIS)、地盤工学会基準 (JGS) 等に準拠した。試料を採取した位置を第3.5.1図(2)に示す。</p> <p>(1) 試験項目 物理試験として、湿潤密度試験を実施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、一軸圧縮試験、引張強さ試験、三軸圧縮試験、繰返し三軸試験 (変形特性) を実施した。</p> <p>(2) 試験方法</p> <p>a. ~ e. (省略)</p> <p>3.5.2 調査結果</p> <p>3.5.2.1 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造</p>	<p>3. 地盤</p> <p>3.1 ~ 3.4 (変更なし)</p> <p>3.5 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造及び地盤</p> <p>3.5.1 調査内容</p> <p>3.5.1.1 ~ 3.5.1.3 (変更なし)</p> <p>3.5.1.4 土質試験 原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするため、採取した試料を用いて、物理試験及び力学試験を実施した。 試験は、日本工業規格 (JIS)、地盤工学会基準 (JGS) 等に準拠した。</p> <p>(1) 試験項目 物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度、含水比、土粒子の密度等を計測する物理試験を実施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、三軸圧縮試験、静ポアソン比測定、繰返し三軸試験 (変形特性)、繰返し中空ねじりせん断試験 (変形特性) を実施した。</p> <p>(2) 試験方法</p> <p>a. 三軸圧縮試験 試験は、CUU条件<u>により</u>破壊時の軸差応力を求める方法、所定の圧力で圧密した後、排水状態で軸荷重を載荷し (以下「CD条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法及び非排水状態で軸荷重を載荷し (以下「UU条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm又は直径約9.2cm、高さ約18.4cmとした。</p> <p>b. ~ d. (変更なし)</p> <p>3.5.1.5 原位置試験 (変更なし)</p> <p>3.5.1.6 改良地盤の試験 改良地盤の物理的、力学的性質を確認し、施設の設計及び施工の基礎資料を得るため、第3.5.1図(2)に示す位置で試験施工を行い、物理試験、力学試験<u>及び原位置試験</u>を実施した。試験は、日本工業規格 (JIS)、地盤工学会基準 (JGS) 等に準拠した。試料を採取した位置を第3.5.1図(2)に示す。</p> <p>(1) 試験項目 物理試験として、湿潤密度試験を実施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、一軸圧縮試験、引張強さ試験、三軸圧縮試験、繰返し三軸試験 (変形特性)、<u>PS検層</u>を実施した。</p> <p>(2) 試験方法</p> <p>a. ~ e. (変更なし)</p> <p><u>f. PS検層</u> <u>PS検層は、孔中に受振器を設け、地上で板たたき法によって起振するダウンホール方式で行った。検層により改良地盤のP波及びS波の伝搬速度を求め、初期動せん断弾性係数及び動ポアソン比を算出した。</u></p> <p>3.5.2 調査結果</p> <p>3.5.2.1 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造</p>

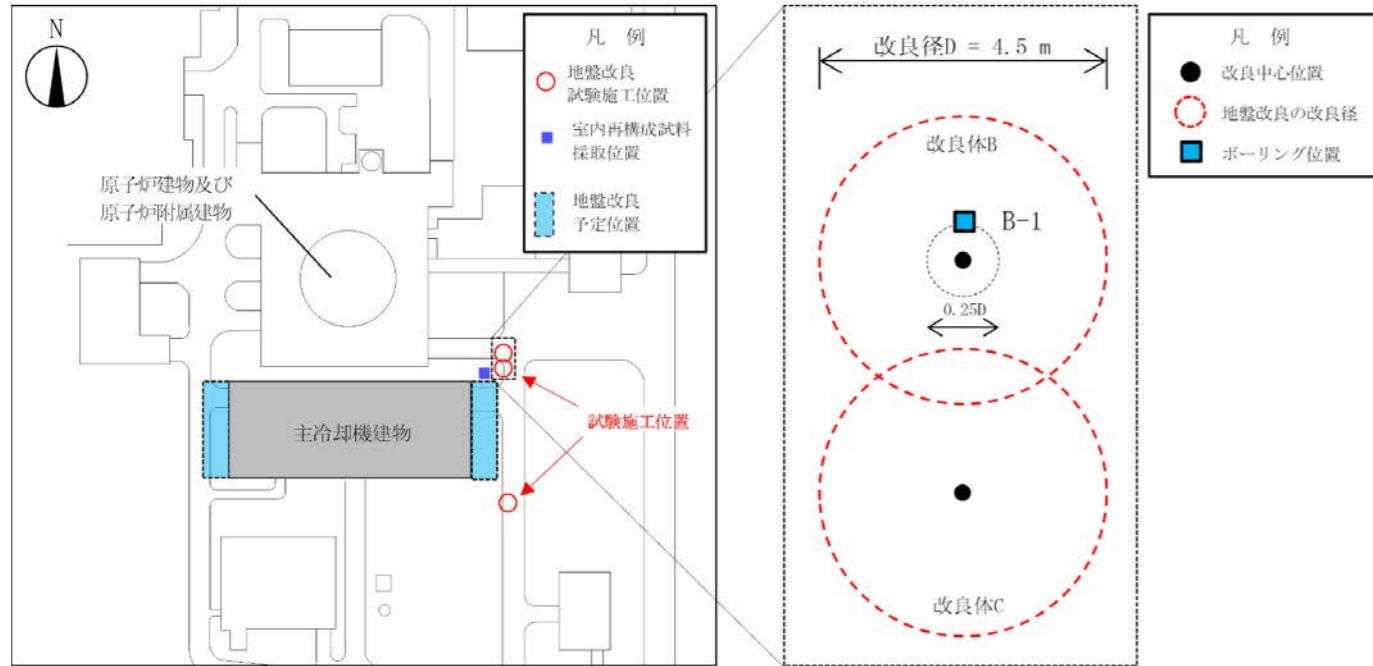
変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(1) 地質 (省略)</p> <p>(2) 地盤分類 原子炉施設設置位置付近の地盤分類図を第3. 5. 13図(1)から第3. 5. 13図(4)に示す。設置位置付近には、多賀層群、久米層、東茨城層群、M1段丘堆積物が分布する。 社団法人日本電気協会の「原子力発電所耐震設計指針 JEAG4601」を参考に、各層の年代、層相、固結の程度等の地質学的性質及び工学的性質の違いから、原子炉基礎地盤を次のように分類した。 多賀層群は、中新統の砂岩・泥岩の互層であり、軟質岩盤に分類され、岩相に変化は少ないことから、砂岩泥岩互層 (Tg) の区分とした。 久米層は、鮮新統～下部更新統の砂質泥岩とシルト岩から成り、軟質岩盤に分類され、砂質泥岩 (Km) 及びシルト質砂岩 (Ks) <u>に</u>区分とした。 低固結～未固結地盤に分類される東茨城層群、M1段丘堆積物は、以下のように区分した。 東茨城層群は、坂本 (1975) ⁽²⁾に対比される石崎層及び見和層中部層に区分した。石崎層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Is-Sg)、砂を主体とする4層の砂質土 (Is-S₁、Is-S₂U、Is-S₂L、Is-S₃)、細粒分を多く含む砂質土 (Is-Sc)、粘土を主体とする粘性土 (Is-C) に区分した。見和層中部層は、砂混じり砂礫土 (Mm-Sg) に区分した。 M1段丘堆積物は、坂本 (1975) ⁽²⁾に対比される見和層上部層及びローム層に区分した。見和層上部層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Mu-Sg)、砂を主体とする3層の砂質土 (Mu-S、Mu-S₁、Mu-S₂)、粘土を主体とする粘性土 (Mu-C) に、ローム層は火山灰質粘性土 (Lm) に区分した。なお、埋戻土 (B) の記載は省略した。</p> <p>(3) ～ (4) (省略)</p> <p>3. 5. 2. 2 室内試験結果 (1) ～ (2) (省略)</p> <p>(3) 改良地盤の試験結果 a. ～ f. (省略)</p> <p>3. 5. 2. 3 原位置試験結果 (省略)</p> <p>3. 6 原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性 (省略)</p> <p>3. 6. 1 地震力に対する基礎地盤の安定性評価 3. 6. 1. 1 評価方法</p>	<p>(1) 地質 (変更なし)</p> <p>(2) 地盤分類 原子炉施設設置位置付近の地盤分類図を第3. 5. 13図(1)から第3. 5. 13図(4)に示す。設置位置付近には、多賀層群、久米層、東茨城層群、M1段丘堆積物が分布する。 社団法人日本電気協会の「原子力発電所耐震設計指針 JEAG4601」を参考に、各層の年代、層相、固結の程度等の地質学的性質及び工学的性質の違いから、原子炉基礎地盤を次のように分類した。 多賀層群は、中新統の砂岩・泥岩の互層であり、軟質岩盤に分類され、岩相に変化は少ないことから、砂岩泥岩互層 (Tg) の区分とした。 久米層は、鮮新統～下部更新統の砂質泥岩とシルト岩から成り、軟質岩盤に分類され、砂質泥岩 (Km) 及びシルト質砂岩 (Ks) <u>の</u>区分とした。 低固結～未固結地盤に分類される東茨城層群、M1段丘堆積物は、以下のように区分した。 東茨城層群は、坂本 (1975) ⁽²⁾に対比される石崎層及び見和層中部層に区分した。石崎層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Is-Sg)、砂を主体とする4層の砂質土 (Is-S₁、Is-S₂U、Is-S₂L、Is-S₃)、細粒分を多く含む砂質土 (Is-Sc)、粘土を主体とする粘性土 (Is-C) に区分した。見和層中部層は、砂混じり砂礫土 (Mm-Sg) に区分した。 M1段丘堆積物は、坂本 (1975) ⁽²⁾に対比される見和層上部層及びローム層に区分した。見和層上部層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Mu-Sg)、砂を主体とする3層の砂質土 (Mu-S、Mu-S₁、Mu-S₂)、粘土を主体とする粘性土 (Mu-C) に、ローム層は火山灰質粘性土 (Lm) に区分した。なお、埋戻土 (B) の記載は省略した。</p> <p>(3) ～ (4) (変更なし)</p> <p>3. 5. 2. 2 室内試験結果 (1) ～ (2) (変更なし)</p> <p>(3) 改良地盤の試験結果 a. ～ f. (変更なし)</p> <p><u>g. 動せん断弾性係数</u> <u>PS検層の結果、改良地盤のS波速度は730m/s、P波速度は1900m/sである。また、PS検層によるS波速度Vsと物理試験より得られた湿潤密度 ρ_t を用いて、次式により初期動せん断弾性係数 G_0 を求めた。</u> <u>$G_0 = \rho_t \times Vs^2$</u> <u>初期動せん断弾性係数 G_0 の結果を第3. 5. 5表に示す。</u></p> <p>3. 5. 2. 3 原位置試験結果 (変更なし)</p> <p>3. 6 原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性 (変更なし)</p> <p>3. 6. 1 地震力に対する基礎地盤の安定性評価 3. 6. 1. 1 評価方法</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(1) 解析手法 (省略)</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 解析断面 解析の対象とする断面は、基礎地盤の地質構造及び対象施設の配置を考慮し、対象施設を中心に直交する3断面A-A'、B-B'及びC-C'とする。解析断面位置図を第3.6.2図に示す。</p> <p>b. 解析モデル 有限要素法解析に用いる解析用地盤モデルは、第3.5.13図(1)から第3.5.13図(3)に示す鉛直地質断面図に基づき作成する。また、建設時の掘削範囲については埋戻土として、主冷却機建物の地盤改良範囲については改良地盤として解析用地盤モデルに反映する。解析用建物モデルは、多質点系モデルに基づき作成する。解析モデルを第3.6.3図(1)から第3.6.3図(3)に、改良地盤の範囲を第3.6.3図(4)に示す。 常時応力を算定する静的解析における境界条件は、モデル下端を固定境界、側方を鉛直ローラー境界とする。また、動的解析における境界条件は、モデル下端を粘性境界、側方をエネルギー伝達境界とする。境界条件を第3.6.4図に示す。</p> <p>c. 解析用物性値 解析用物性値は、地盤調査結果に基づき設定する。解析用物性値を第3.6.1表(1)及び第3.6.1表(2)に示す。また、地盤強度のばらつき(平均値-1.0×標準偏差(σ))を考慮した検討も実施する。改良地盤については、試験施工に基づいた各種試験から強度を設定しており、3.8章に示す品質管理方針により所定の強度が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。</p> <p>d. 解析用地下水位 地盤の安定性評価における解析用地下水位は、保守的な評価となるよう地表面に設定する。</p> <p>e. 入力地震動 入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動を第3.6.3図(1)から第3.6.3図(3)に示す解析モデルの下端に入力する。なお、応答スペクトル手法に基づく基準地震動(Ss-D及びSs-6)については水平地震動及び鉛直地震動の位相反転を考慮する。</p> <p>3.6.1.2 評価内容</p> <p>(1) 基礎地盤のすべり すべり安全率は、想定すべり線上のせん断抵抗力の和を想定すべり線上のせん断力の和で除して求め、すべり安全率が1.5を上回ることを確認する。想定すべり線は建物の基礎底面を通り、地表面へ立ち上がる連続したすべり線とする。地表面へ立ち上がるすべり線は局所安全率、応力状態及び受働崩壊角を踏まえて設定する。 すべり安全率算定に用いる地盤強度は、せん断強度に達した要素では残留強度を用いる。また、引張破壊が生じる要素ではすべり線の垂直応力が圧縮の場合は残留強度、引張の場合は強度をゼロとしてすべり安全率を算定する。 さらに、最小すべり安全率を示すケースについて、地盤強度のばらつきを考慮した評価を行う。</p> <p>(2) ～ (3) (省略)</p>	<p>(1) 解析手法 (変更なし)</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>a. 解析断面 解析の対象とする断面は、基礎地盤の地質構造及び対象施設の配置を考慮し、対象施設を中心に直交する3断面A-A'、B-B'及びC-C'とする。解析断面位置図を第3.6.2図に示す。</p> <p>b. 解析モデル 有限要素法解析に用いる解析用地盤モデルは、第3.5.13図(1)から第3.5.13図(3)に示す鉛直地質断面図に基づき作成する。また、建設時の掘削範囲の埋戻土及び主冷却機建物の改良地盤を解析用地盤モデルに反映する。解析用建物モデルは、多質点系モデルに基づき作成する。解析モデルを第3.6.3図(1)から第3.6.3図(3)に、改良地盤の範囲を第3.6.3図(4)に示す。 常時応力を算定する静的解析における境界条件は、モデル下端を固定境界、側方を鉛直ローラー境界とする。また、動的解析における境界条件は、モデル下端を粘性境界、側方をエネルギー伝達境界とする。境界条件を第3.6.4図に示す。</p> <p>c. 解析用物性値 解析用物性値は、地盤調査結果に基づき設定する。解析用物性値を第3.6.1表(1)及び第3.6.1表(2)に示す。また、地盤強度のばらつき(平均値-1.0×標準偏差(σ))を考慮した検討も実施する。改良地盤については、試験施工に基づいた各種試験から強度を設定しており、3.8章に示す品質管理方針により所定の強度が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。</p> <p>d. 解析用地下水位 解析用地下水位は、保守的な評価となるよう地表面に設定する。</p> <p>e. 入力地震動 入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動を第3.6.3図(1)から第3.6.3図(3)に示す解析モデルの下端に入力する。なお、応答スペクトル手法に基づく基準地震動(Ss-D)及び震源を特定せず策定する地震動による基準地震動(Ss-6)については水平地震動及び鉛直地震動の位相反転を考慮する。</p> <p>3.6.1.2 評価内容</p> <p>(1) 基礎地盤のすべり すべり安全率は、想定すべり線上のせん断抵抗力の和を想定すべり線上のせん断力の和で除して求め、すべり安全率が1.5を上回ることを確認する。想定すべり線は対象施設の基礎底面を通り、地表面へ立ち上がる連続したすべり線とする。地表面へ立ち上がるすべり線は局所安全率、応力状態及び受働崩壊角を踏まえて設定する。 すべり安全率算定に用いる地盤強度は、せん断強度に達した要素では残留強度を用いる。また、引張破壊が生じる要素ではすべり線の垂直応力が圧縮の場合は残留強度、引張の場合は強度をゼロとしてすべり安全率を算定する。 さらに、最小すべり安全率を示すケースについて、地盤強度のばらつきを考慮した評価を行う。</p> <p>(2) ～ (3) (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>3.6.1.3 評価結果 (省略)</p> <p>3.6.2 液状化に対する安全性 (省略)</p> <p>3.6.3 地震発生に伴う周辺地盤の変状及び地殻変動による影響評価</p> <p>3.6.3.1 周辺地盤の変状による施設への影響評価</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物は、十分な支持性能を有する地盤に支持されている。主冷却機建物は、改良地盤により基礎地盤のすべりを防止する。また、十分な支持性能を有する地盤に支持されている。以上のことから、対象施設が周辺地盤の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。</p> <p>3.6.3.2 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価</p> <p>敷地には将来活動する可能性のある断層等は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による基礎地盤の変形は小さいと考えられるが、「5.地震」における地震動評価を踏まえ、敷地周辺に想定される断層のうち、すべり量が大きく、かつ、すべり域が敷地に近い「2011年東北地方太平洋沖型地震」の強震動生成域 (SMGA) 位置の不確かさを考慮したモデルについて地殻変動による基礎底面の傾斜を算出し、施設への影響評価を行った。</p> <p>地殻変動による基礎底面の傾斜については、食い違い弾性論に基づき、Okada (1992) ⁽¹²³⁾ の手法によって得られる地殻変動量より算出した。</p> <p>地殻変動による基礎底面の最大傾斜は1/17,000であり、さらに基準地震動による基礎底面の傾斜との重畳を考慮した場合の最大傾斜は、原子炉建物及び原子炉附属建物で1/2,080、主冷却機建物で1/5,200であり、評価基準値の目安である1/2,000を下回ることから、施設の安全機能に支障を与えるものではない。</p> <p>3.6.4 周辺斜面の安定性評価 (省略)</p> <p>3.7 地質調査に関する実証性 (省略)</p> <p>3.8 改良地盤の品質確認 (省略)</p> <p>3.9 参考文献 (省略)</p>	<p>3.6.1.3 評価結果 (変更なし)</p> <p>3.6.2 液状化に対する安全性 (変更なし)</p> <p>3.6.3 地震発生に伴う周辺地盤の変状及び地殻変動による影響評価</p> <p>3.6.3.1 周辺地盤の変状による施設への影響評価</p> <p>原子炉建物及び原子炉附属建物は、十分な支持性能を有する地盤に支持されている。主冷却機建物は、改良地盤により基礎地盤のすべりを防止し、また、十分な支持性能を有する地盤に支持されている。以上のことから、対象施設が周辺地盤の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。</p> <p>3.6.3.2 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価</p> <p>敷地には将来活動する可能性のある断層等は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変動による基礎地盤の変形は小さいと考えられるが、「5.地震」における地震動評価を踏まえ、敷地周辺に想定される断層のうち、すべり量が大きく、かつ、すべり域が敷地に近い「2011年東北地方太平洋沖型地震」の強震動生成域 (SMGA) 位置の不確かさを考慮したモデルを用いて地殻変動による基礎底面の傾斜を算出し、施設への影響評価を行った。</p> <p>地殻変動による基礎底面の傾斜については、食い違い弾性論 (Okada (1992) ⁽¹²³⁾) に基づく評価手法によって得られる地殻変動量より算出した。</p> <p>地殻変動による基礎底面の最大傾斜は1/17,000であり、さらに基準地震動による基礎底面の傾斜との重畳を考慮した場合の最大傾斜は、原子炉建物及び原子炉附属建物で1/2,080、主冷却機建物で1/5,200であり、評価基準値の目安である1/2,000を下回ることから、施設の安全機能に支障を与えるものではない。</p> <p>3.6.4 周辺斜面の安定性評価 (変更なし)</p> <p>3.7 地質調査に関する実証性 (変更なし)</p> <p>3.8 改良地盤の品質確認 (変更なし)</p> <p>3.9 参考文献 (変更なし)</p>

第 3. 2. 1 表～第 3. 8. 2 表 (省略)

第 3. 2. 1 図～第 3. 5. 1(1)図 (省略)

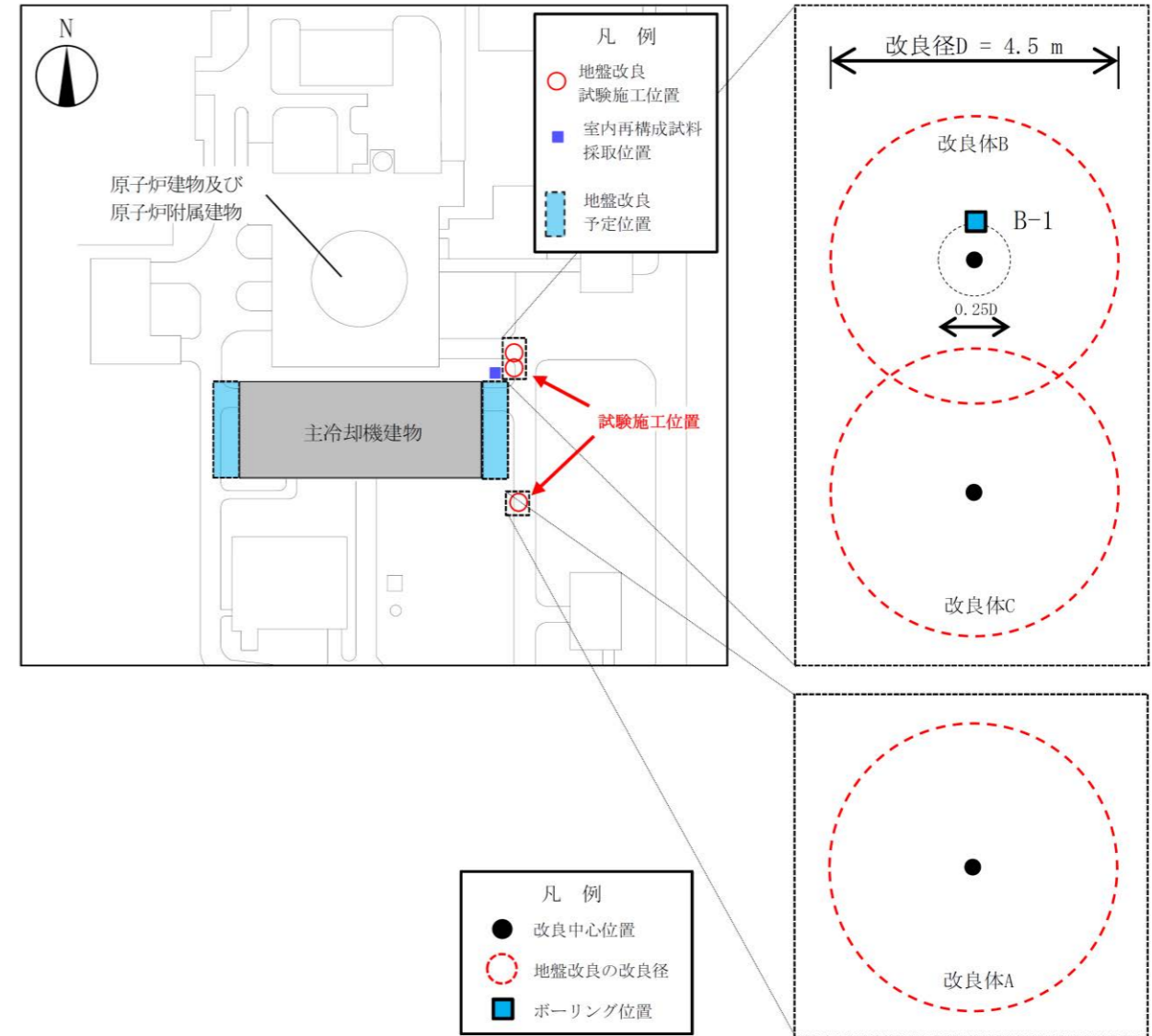


第 3. 5. 1 図(2) 原子炉施設設置位置付近の調査位置図 試験施工位置 (改良体)

第 3. 5. 2 図～第 3. 6. 4 図 (省略)

第 3. 2. 1 表～第 3. 8. 2 表 (変更なし)

第 3. 2. 1 図～第 3. 5. 1(1)図 (変更なし)



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. 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4回）の方針

【添付書類6（5. 地震）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>5. 地震</p> <p>5.1～5.4 (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拡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。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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.5.3 ～ 5.5.4 (省略)</p> <p>5.6 基準地震動 Ss (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 (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</p>	<p>5. 地震</p> <p>5.1～5.4 (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拡がりを持って分布しており、敷地内において久米層はT.P. 約-50m以深からT.P. 約-130mまで、多賀層群はT.P. 約-130m以深からボーリング調査下端のT.P. 約-220mまで分布している。また、PS検層によるとT.P. -135.4m以深でS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、T.P. -135.4m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。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。</p> <p>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。</p> <p>第5.5.1表に示す地震について、地中最深部 (T.P. -213m (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。</p> <p>5.5.3 ～ 5.5.4 (変更なし)</p> <p>5.6 基準地震動 Ss (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 (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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>して地震調査研究推進本部 (2017)⁽²⁵⁾による震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「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。 (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)⁽³¹⁾により強震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)⁽³²⁾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)⁽³³⁾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)⁽³⁴⁾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。 (省略)</p>	<p>して地震調査研究推進本部 (2020)⁽²⁵⁾による震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「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。 (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)⁽³¹⁾により強震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)⁽³²⁾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)⁽³³⁾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>強震動生成域(以下「SMGA」という。)位置については、入倉(2012)⁽³⁴⁾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。 (変更なし)</p>
<p>5.6.2 震源を特定せず策定する地震動 (省略)</p>	<p>5.6.2 震源を特定せず策定する地震動 (変更なし)</p>
<p>5.6.2.1 評価方針 (省略)</p>	<p>5.6.2.1 評価方針 (変更なし)</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 (省略)</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 (変更なし)</p>
<p>(1) 全国共通に考慮すべき地震動 (省略)</p>	<p>(1) 全国共通に考慮すべき地震動 (変更なし)</p>
<p>(2) 地域性を考慮する地震動</p> <p>地域性を考慮する地震動は、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」として、震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの、地表地震断層としてその全容を表すまでに至っていない地震(震源の規模が推定できない地震(Mw6.5以上))であり、孤立した長さの短い活断層による地震に相当する。Mw6.5以上の地震である2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震は、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部痕跡が確認された地震である。これらの地震の震源域と敷地近傍には、地質・地質構造、変動地形、火山フロント、地震地体構造及び応力場等</p>	<p>(2) 地域性を考慮する地震動</p> <p>地域性を考慮する地震動は、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」として、震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの、地表地震断層としてその全容を表すまでに至っていない地震(震源の規模が推定できない地震(Mw6.5以上))であり、孤立した長さの短い活断層による地震に起因する地震動に相当する。Mw6.5以上の地震である2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震は、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部痕跡が確認された地震である。これらの地震の震源域と敷地近傍には、地質・地質構造、変動地形、火山フロント、地震地体</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>について地域差があると考えられる。 (省略)</p> <p>5. 6. 2. 3 震源を特定せず策定する地震動の設定 (省略)</p> <p>(1) 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 (省略)</p> <p>(2) 標準応答スペクトルを考慮した地震動 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 (S波速度3, 052m/s) に設定する。 (省略)</p> <p>5. 6. 3 基準地震動 Ss の策定 (省略)</p> <p>5. 7 基準地震動 Ss の超過確率の参照 (省略)</p> <p>5. 8 参考文献 (省略)</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. (省略)</p>	<p>構造及び応力場等について地域差があると考えられる。 (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 (変更なし)</p> <p>(1) 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 (変更なし)</p> <p>(2) 標準応答スペクトルを考慮した地震動 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T.P. -1. 255km (S波速度3, 052m/s) に設定する。 (変更なし)</p> <p>5. 6. 3 基準地震動 Ss の策定 (変更なし)</p> <p>5. 7 基準地震動 Ss の超過確率の参照 (変更なし)</p> <p>5. 8 参考文献 (変更なし)</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. 2020. (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 5.2.1 表～第 5.5.1 表 (省略)

第 5.5.2 表 敷地の地盤構造モデル (浅部)

上面 G.L. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	水平成分		鉛直成分			
			S波速度 ^{*1} (m/s)	減衰定数h ^{*1, 2}		P波速度 ^{*1} (m/s)	減衰定数h ^{*1, 2}	
				h ₀	α		h ₀	α
0.0	1.0	1.33	153 (151, 148)	0.565 (0.641, 0.547)	0.734 (0.266, 0.344)	819 (740)	0.250 (0.484)	1.194 (0.188)
-1.0	2.3	1.33	149 (147, 137)			787 (712)		
-3.3	5.4	1.92	334 (282, 302)			761 (744)		
-8.7	1.5	1.74	300 (240, 240)			940 (1105)		
-10.2	6.2	1.84	439 (434, 404)	0.726 (0.188, 0.266)	1.125 (0.297, 0.438)	880 (938)	0.918 (0.531)	0.744 (0.344)
-16.4	1.9	1.79	447 (451, 513)			1239 (1227)		
-18.3	2.6	1.78	415 (391, 480)			1020 (1127)		
-20.9	5.7	2.02	527 (500, 538)			1118 (1522)		
-26.6	3.4	1.86	411 (363, 344)			1354 (1284)		
-30.0	2.0	1.86	411 (450, 382)			1354 (1645)		
-32.0	7.3	1.86	448 (450, 382)			1435 (1645)		
-39.3	1.1	1.89	387 (364, 352)			1696 (1444)		
-40.4	25.5	1.84	372 (298, 355)	0.156 (0.078, 0.125)	1.347 (0.922, 0.844)	1633 (1856)	0.922 (0.563)	1.094 (0.922)
-65.9	6.3	1.81	383 (411, 354)			1595 (1495)		
-72.2	12.4	1.92	398 (450, 514)			1768 (1884)		
-84.6	1.4	2.05	514 (414, 586)			1664 (1490)		
-86.0	5.1	1.97	482 (549, 438)			1735 (1589)		
-91.1	2.9	1.79	452 (442, 509)			1668 (1708)		
-94.0	1.0	1.79	452 (558, 485)			1668 (1656)		
-95.0	42.1	1.79	501 (558, 485)			1670 (1656)		
-137.1	23.6	1.82	609 (583, 593)			1928 (1771)		
-160.7	11.8	1.81	663 (669, 535)			1978 (2090)		
-172.5	1.5	1.98	1010 (1010, 1010)	0.064 (0.063, 0.063)	0.859 (0.797, 0.703)	2170 (2170)	0.667 (0.297)	1.719 (0.953)
-174.0	10.9	1.98	1010 (1010, 1010)			2170 (2170)		
-184.9	40.2	2.00	1000 (1000, 1000)			2250 (2250)		
-225.1	24.9	1.85	1080 (1080, 1080)			2260 (2260)		
-250.0	∞	1.85	1080 (1080, 1080)			2260 (2260)		

※1 括弧内の数値は2011年東北地方太平洋沖地震の本震の解析に使用。なお、水平成分の左側はNS成分を、右側はEW成分を示す。

※2 $h=h_0 \times f^{-\alpha}$ ここでfは周波数(Hz)

変更後

第 5.2.1 表～第 5.5.1 表 (変更なし)

第 5.5.2 表 敷地の地盤構造モデル (浅部)

上面 T.P. (m)	上面 G.L. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	水平成分		鉛直成分			
				S波速度 ^{*1} (m/s)	減衰定数h ^{*1, 2}		P波速度 ^{*1} (m/s)	減衰定数h ^{*1, 2}	
					h ₀	α		h ₀	α
37.1	0.0	1.0	153 (151, 148)	0.565 (0.641, 0.547)	0.734 (0.266, 0.344)	819 (740)	0.250 (0.484)	1.194 (0.188)	
36.1	-1.0	2.3	149 (147, 137)			787 (712)			
33.8	-3.3	5.4	334 (282, 302)			761 (744)			
28.4	-8.7	1.5	300 (240, 240)			940 (1105)			
26.9	-10.2	6.2	439 (434, 404)	0.726 (0.188, 0.266)	1.125 (0.297, 0.438)	880 (938)	0.918 (0.531)	0.744 (0.344)	
20.7	-16.4	1.9	447 (451, 513)			1239 (1227)			
18.8	-18.3	2.6	415 (391, 480)			1020 (1127)			
16.2	-20.9	5.7	527 (500, 538)			1118 (1522)			
10.5	-26.6	3.4	411 (363, 344)			1354 (1284)			
7.1	-30.0	2.0	411 (450, 382)			1354 (1645)			
5.1	-32.0	7.3	448 (450, 382)			1435 (1645)			
-2.2	-39.3	1.1	387 (364, 352)	0.156 (0.078, 0.125)	1.347 (0.922, 0.844)	1696 (1444)	0.922 (0.563)	1.094 (0.922)	
-3.3	-40.4	25.5	372 (298, 355)			1633 (1856)			
-28.8	-65.9	6.3	383 (411, 354)			1595 (1495)			
-35.1	-72.2	12.4	398 (450, 514)			1768 (1884)			
-47.5	-84.6	1.4	514 (414, 586)			1664 (1490)			
-48.9	-86.0	5.1	482 (549, 438)			1735 (1589)			
-54.0	-91.1	2.9	452 (442, 509)			1668 (1708)			
-56.9	-94.0	1.0	452 (558, 485)			1668 (1656)			
-57.9	-95.0	42.1	501 (558, 485)			1670 (1656)			
-100.0	-137.1	23.6	609 (583, 593)			1928 (1771)			
-123.6	-160.7	11.8	663 (669, 535)			1978 (2090)			
-135.4	-172.5	1.5	1010 (1010, 1010)	0.064 (0.063, 0.063)	0.859 (0.797, 0.703)	2170 (2170)	0.667 (0.297)	1.719 (0.953)	
-136.9	-174.0	10.9	1010 (1010, 1010)			2170 (2170)			
-147.8	-184.9	40.2	1000 (1000, 1000)			2250 (2250)			
-188.0	-225.1	24.9	1080 (1080, 1080)			2260 (2260)			
-212.9	-250.0	∞	1080 (1080, 1080)			2260 (2260)			

※1 括弧内の数値は2011年東北地方太平洋沖地震の本震の解析に使用。なお、水平成分の左側はNS成分を、右側はEW成分を示す。

※2 $h=h_0 \times f^{-\alpha}$ ここでfは周波数(Hz)

第 5. 5. 3 表 敷地の地盤構造モデル (深部)

上面 G.L. (km)	層厚 (km)	密度 ^{※1} (g/cm ³)	水平成分		鉛直成分			
			S波速度 (km/s)	減衰定数 ^{※2}		P波速度 ^{※3} (km/s)	減衰定数 ^{※2}	
				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 ^{0.69}	0.0045 × f ^{-0.69}	5.750	110 × f ^{0.69}	0.0045 × f ^{-0.69}
-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)⁽⁴¹⁾、G.L.-4.000km以深はiasp91(Kennett *et al.*(1991)⁽⁴²⁾)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)⁽⁴³⁾を踏まえて設定

※3 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはYoshimura *et al.*(1982)⁽⁴⁴⁾を踏まえて設定

第 5. 6. 1 表~第 5. 6. 27 表 (省略)

第 5. 5. 3 表 敷地の地盤構造モデル (深部)

上面 T.P. (km)	上面 G.L. (km)	層厚 (km)	密度 ^{※1} (g/cm ³)	水平成分		鉛直成分			
				S波速度 (km/s)	減衰定数 ^{※2}		P波速度 ^{※3} (km/s)	減衰定数 ^{※2}	
					Qs	hs		Qp	hp
0.037	0.000	0.173	—	—	—	—	—	—	
-0.135	-0.173	0.100	1.98	1.010	100	0.005	2.170	100	0.005
-0.235	-0.273	0.350	2.11	1.186			2.590		
-0.585	-0.623	0.670	2.44	2.086			4.100		
-1.255	-1.293	2.708	2.68	3.052	110 × f ^{0.69}	0.0045 × f ^{-0.69}	5.750	110 × f ^{0.69}	0.0045 × f ^{-0.69}
-3.963	-4.000	11.900	2.70	3.600			5.960		
-15.863	-15.900	14.600	2.80	4.170			6.810		
-30.463	-30.500	∞	3.20	4.320			7.640		

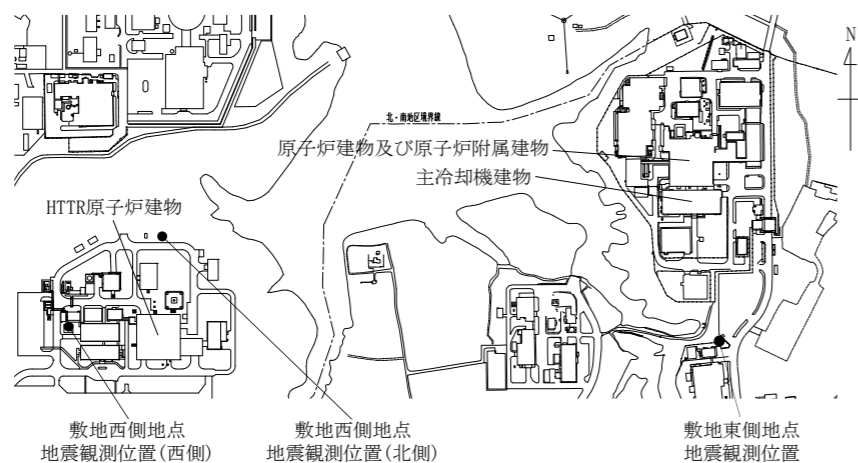
※1 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはLudwig *et al.*(1970)⁽⁴¹⁾、G.L.-4.000km以深はiasp91(Kennett *et al.*(1991)⁽⁴²⁾)を踏まえて設定

※2 fは周波数(Hz)、G.L.-1.293km以深は佐藤ほか(1994)⁽⁴³⁾を踏まえて設定

※3 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはYoshimura *et al.*(1982)⁽⁴⁴⁾を踏まえて設定

第 5. 6. 1 表~第 5. 6. 27 表 (変更なし)

第 5.2.1 図～第 5.4.2 図 (省略)



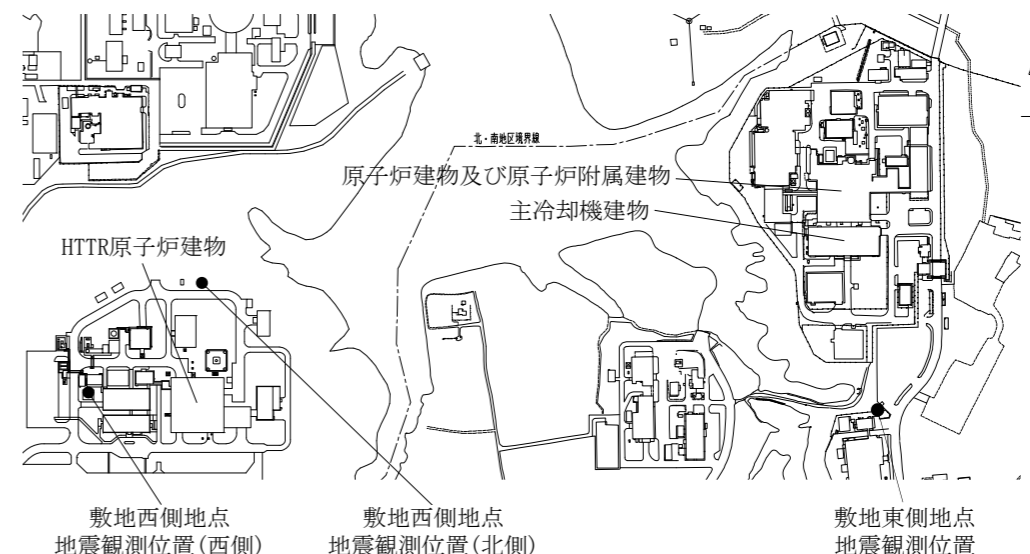
(敷地西側地点)				(敷地東側地点)			
G. L.	地震観測位置			G. L.	地震観測位置		
	西側※1	北側※2					
0m			地表面	0m	○		地表面
-1m	○			-32m	○		
-30m		○		-170m	○※3		
-32m	○			-173m	○※4		
-95m	○			-173.9m		解放基盤表面	
-172.5m			解放基盤表面				
-174m	○						
-250m		○					

※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 5.2.1 図～第 5.4.2 図 (変更なし)



(敷地西側地点)				(敷地東側地点)				
T. P.	G. L.	地震観測位置			T. P.	G. L.	地震観測位置	
		西側※1	北側※2					
37.1m	0m			地表面	38.5m	0m	○	地表面
36.1m	-1m	○			6.5m	-32m	○	
7.1m	-30m		○		-131.5m	-170m	○※3	
5.1m	-32m	○			-134.5m	-173m	○※4	
-57.9m	-95m	○			-135.4m	-173.9m		解放基盤表面
-135.4m	-172.5m			解放基盤表面				
-136.9m	-174m	○						
-212.9m	-250m		○					

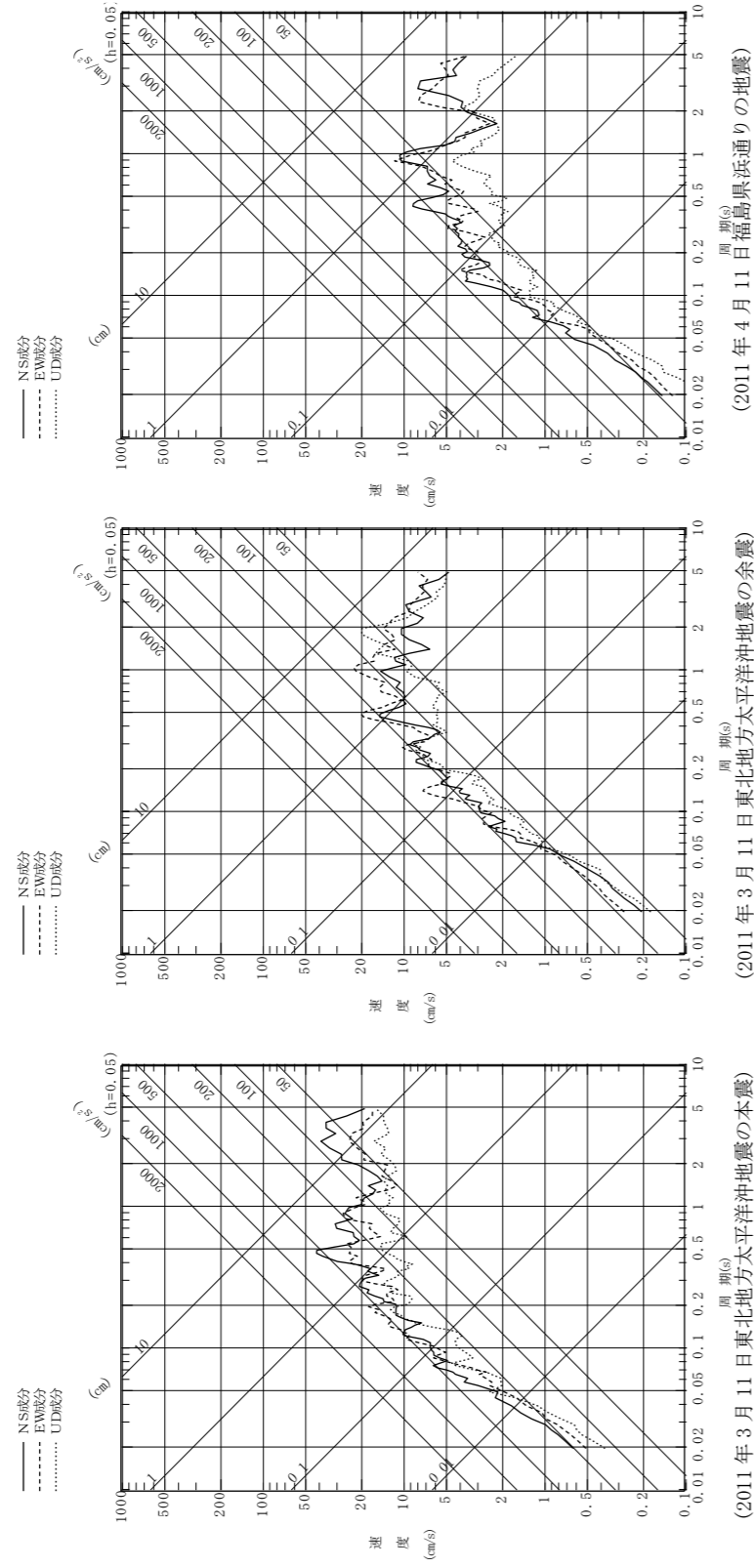
※1 観測期間 1987年～
※2 観測期間 1998年～

※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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

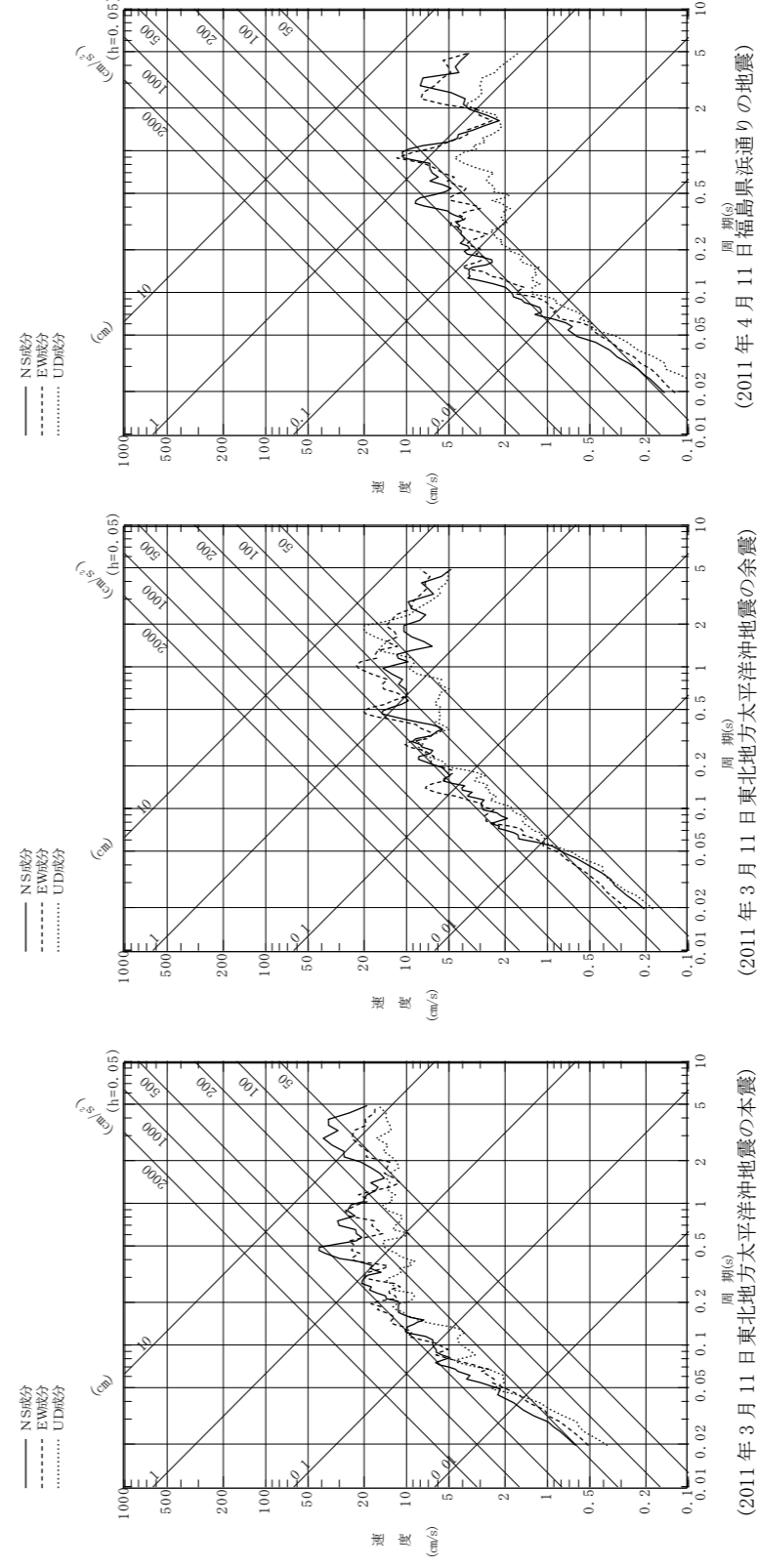
第 5.5.2 図 ~ 第 5.5.3 図 (省略)



第 5.5.4 図 観測記録の応答スペクトル
(地中最深部(G.L. -250m))

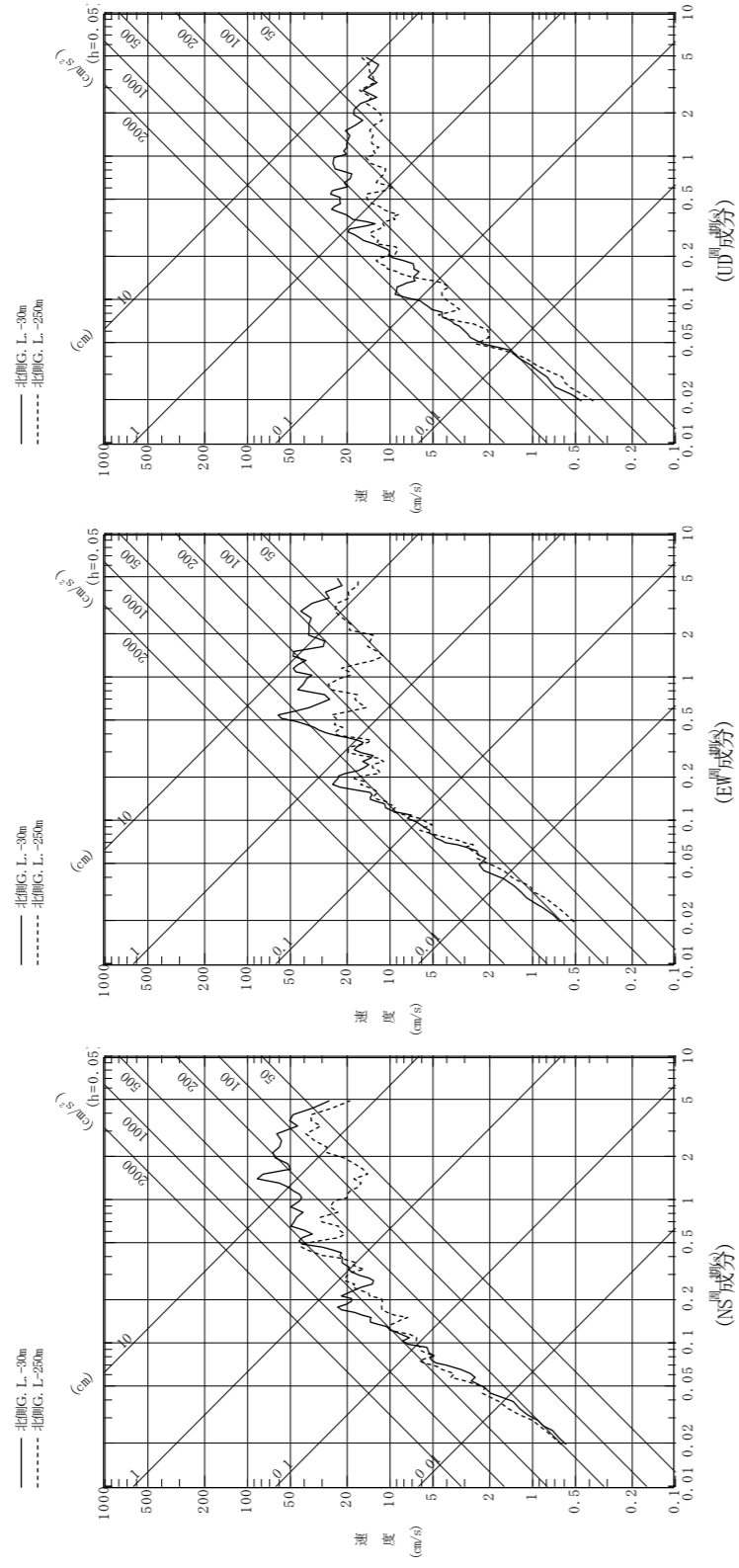
変更後

第 5.5.2 図 ~ 第 5.5.3 図 (変更なし)



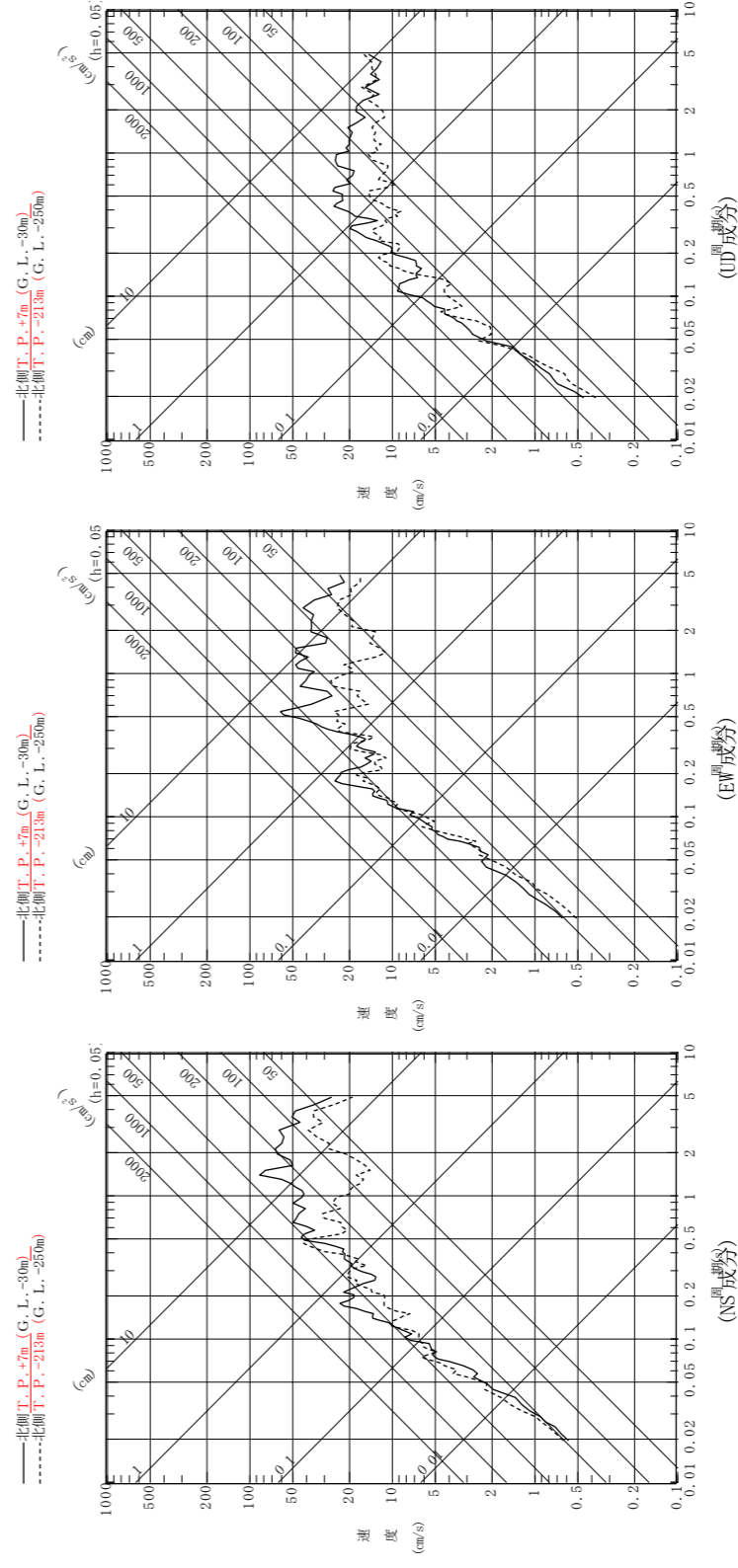
第 5.5.4 図 観測記録の応答スペクトル
(地中最深部(T.P. -213m (G.L. -250m)))

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



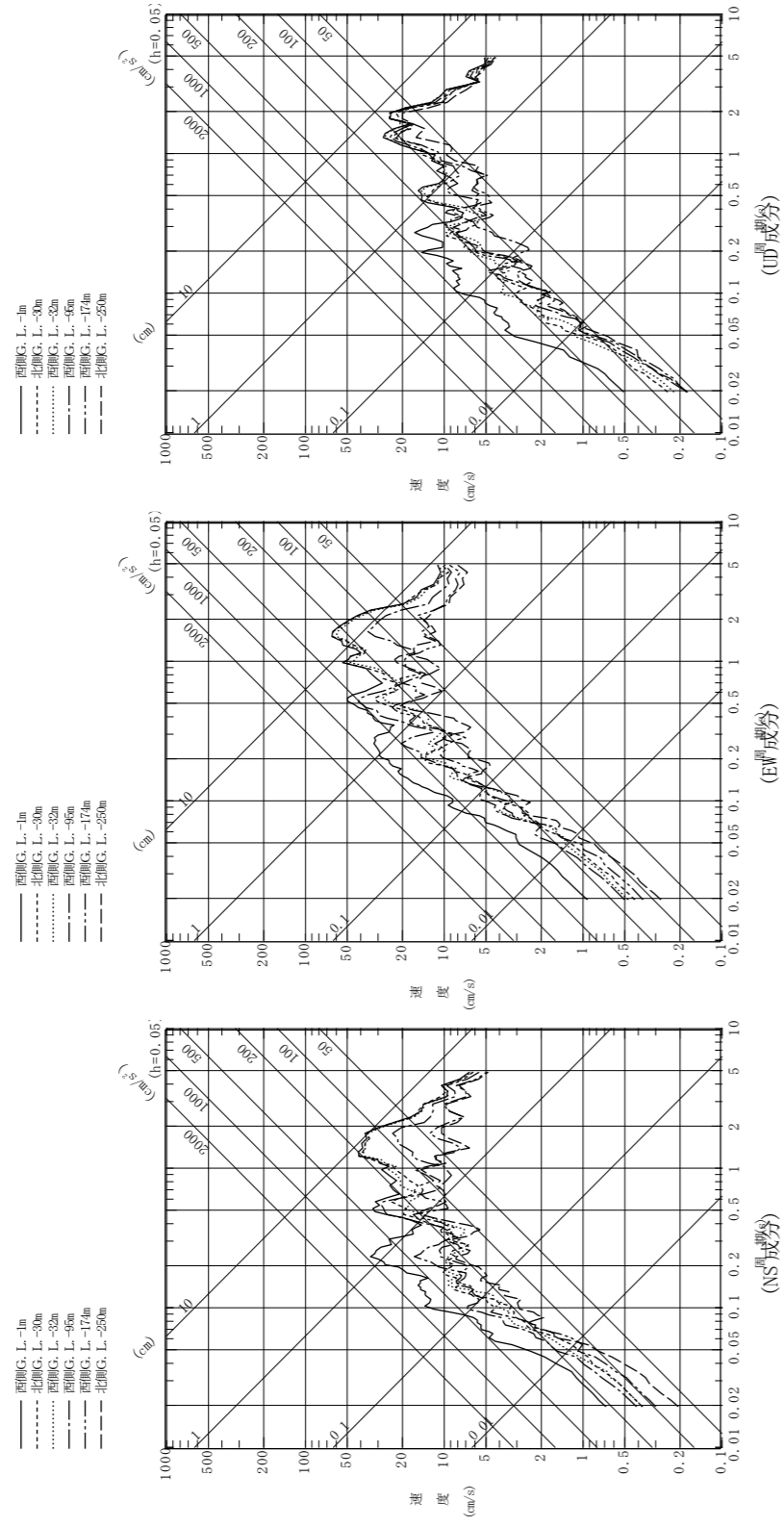
第 5.5.5 図(1) 観測記録の応答スペクトル
(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の本震)

変更後



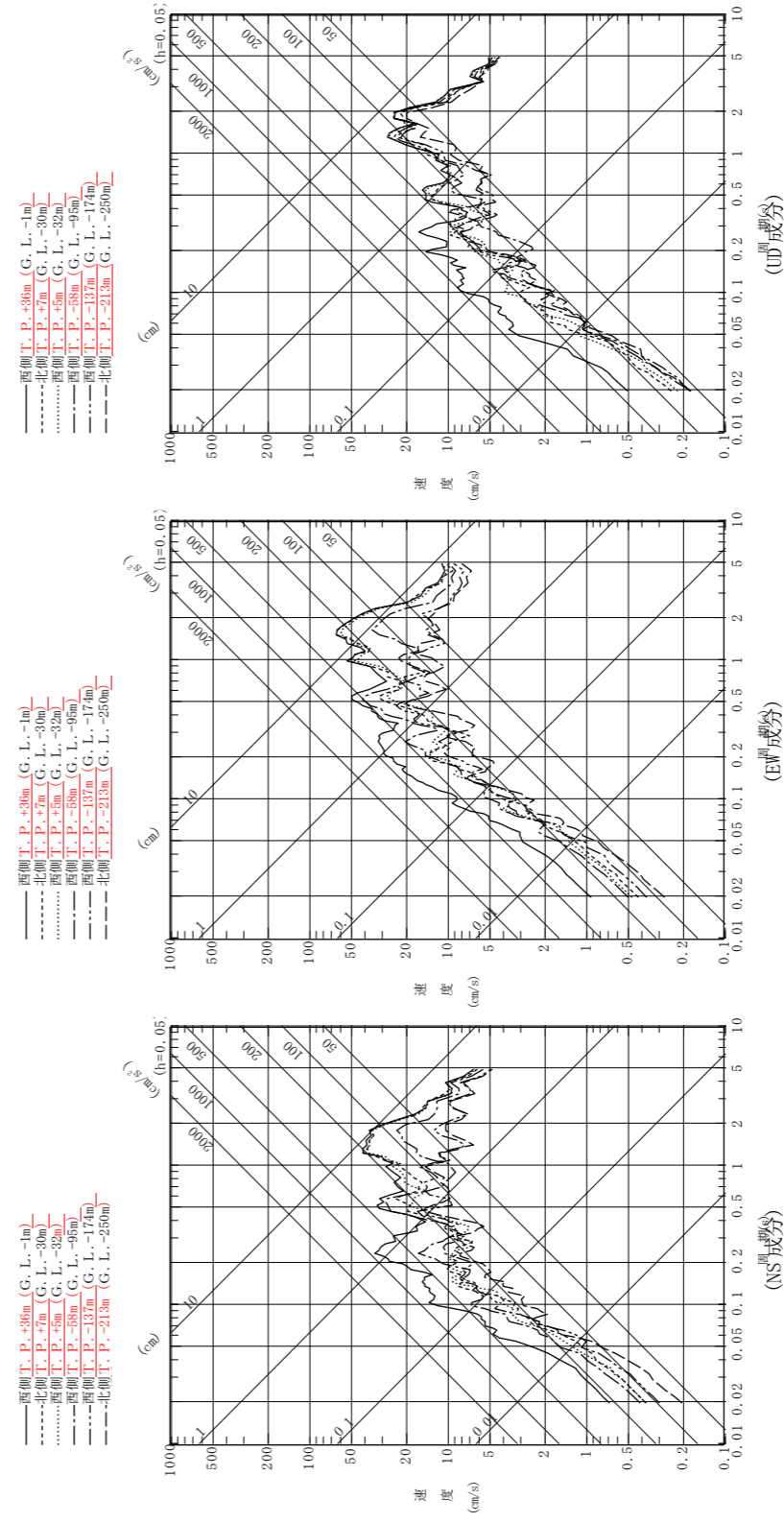
第 5.5.5 図(1) 観測記録の応答スペクトル
(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震の本震)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



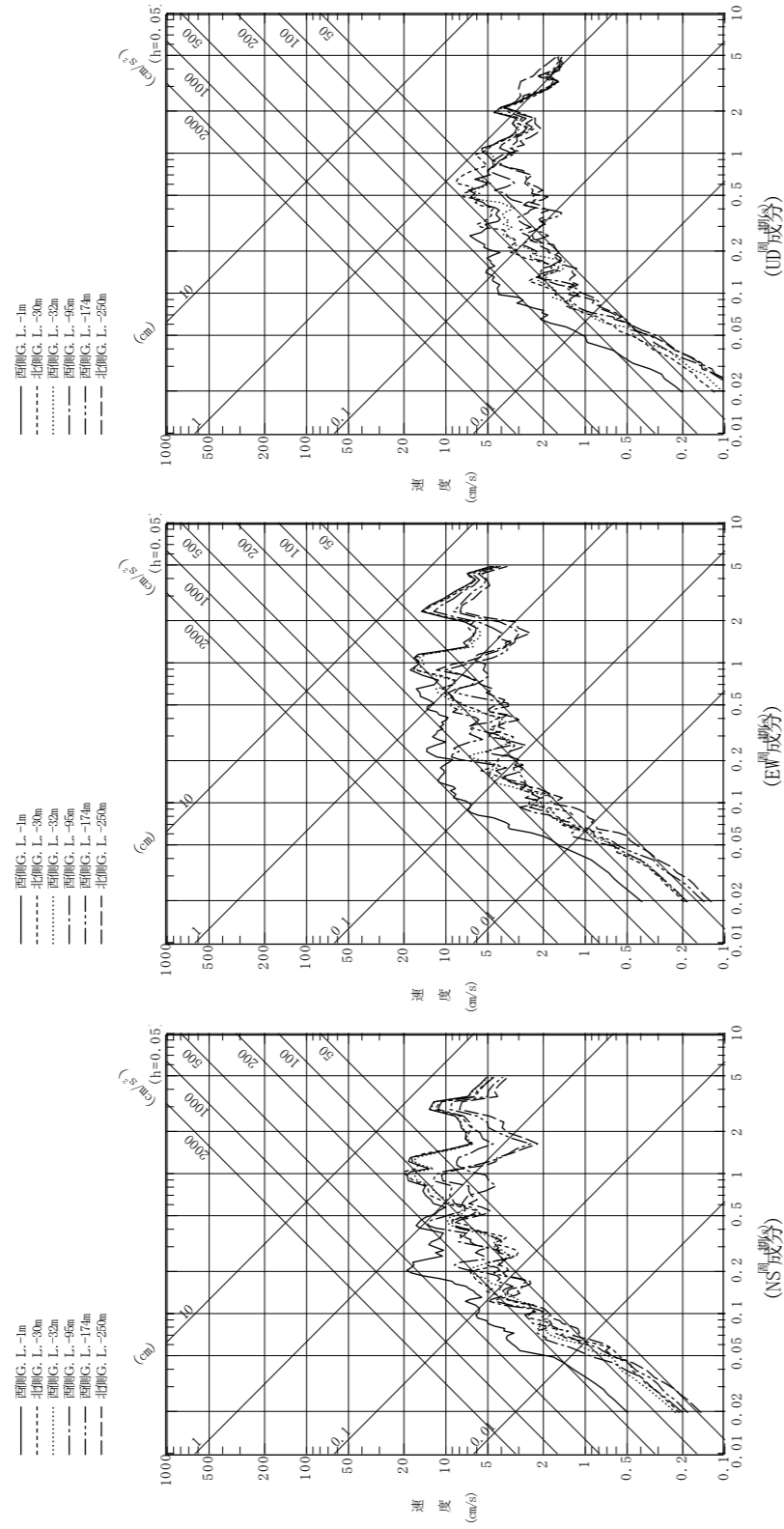
第 5.5.5 図(2) 観測記録の応答スペクトル
(各深度、2011年3月11日東北地方太平洋沖地震の余震)

変更後



第 5.5.5 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)

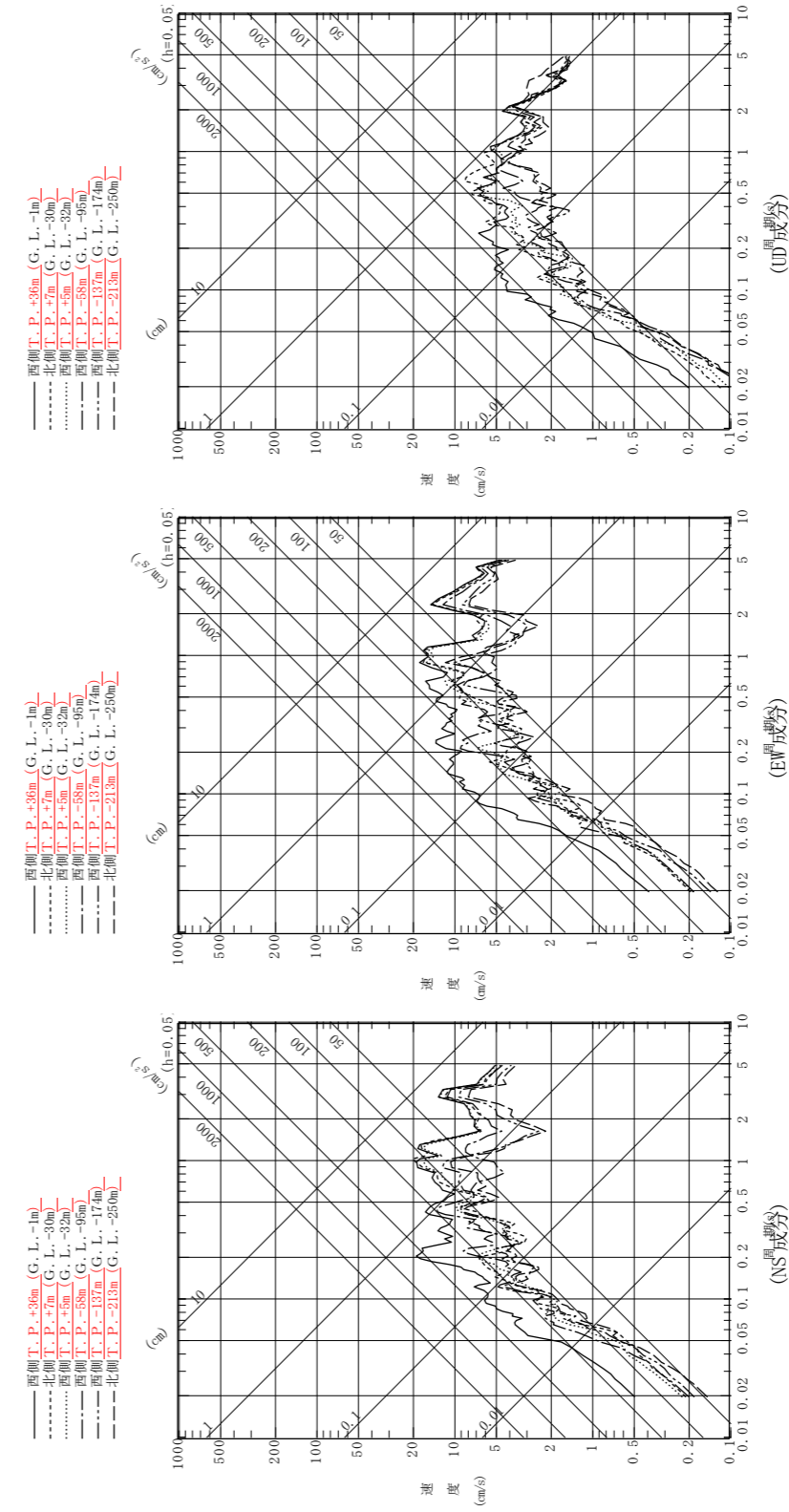
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



(以下、省略)

第 5.5.5 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)

変更後



(以下、変更なし)

第 5.5.5 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)

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4回）の方針

【添付書類6（7. 津波）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>7. 津波</p> <p>7.1 概要</p> <p>7.1.1 施設の立地的特徴</p> <p>原子炉施設が設置される大洗研究所の敷地は、T.P.+30 m～40 mの台地を有し、敷地の東側前面には太平洋に面してT.P.+30 m以上の段丘崖が分布している。</p> <p>原子炉施設はT.P.+約35 m～約40 mの台地（海岸から約400 m付近）に設置されており、Sクラス施設は原子炉建物・原子炉附属建物及び主冷却機建物に位置する。</p> <p>敷地の概況を第7.1.1図に示す。</p> <p>7.1.2 津波評価方針 (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)⁽¹⁾、渡辺(1998)⁽²⁾、宇佐美ほか(2013)⁽³⁾、宇津ほか編(2001)⁽⁴⁾、羽鳥(1975)⁽⁵⁾、羽鳥(1987)⁽⁶⁾、竹内ほか(2007)⁽⁷⁾、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)⁽⁸⁾、国立天文台編(2013)⁽⁹⁾、Ioki and Tanioka (2016)⁽¹⁰⁾、気象庁の発表等がある。</p> <p>文献調査によると、敷地周辺に影響を与えたと考えられる津波には、1677年延宝房総沖地震、2011年東北地方太平洋沖地震がある。</p> <p>竹内ほか(2007)⁽⁷⁾によると、1677年延宝房総沖地震は福島県、茨城県沿岸では記録の残っている最大の津波であり、水戸紀年、大洗地方史、玄蕃先代集乾等の史料による建物被害等の記載から津波浸水高を推定しており、茨城県磯浜村（現大洗町）で5.0 m～6.0 m以上としている。2011年東北地方太平洋沖地震については、敷地近傍で約7 mの津波痕跡高が確認されている。既往津波に関する文献調査結果を第7.2.1表及び第7.2.1図に示す。</p> <p>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^{(11)～(18)}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。</p> <p>澤井(2012)⁽¹¹⁾及びSawai et al. (2012)⁽¹²⁾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>Yanagisawa et al. (2016)⁽¹³⁾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。</p> <p>7.2.2 ～7.2.3 (省略)</p> <p>7.3 地震に起因する津波の評価 (省略)</p> <p>水位変動の評価は、土木学会(2016)⁽⁴⁶⁾を参考に実施した。</p>	<p>7. 津波</p> <p>7.1 概要</p> <p>7.1.1 施設の立地的特徴</p> <p>原子炉施設が設置される大洗研究所の敷地は、T.P.+30 m～40 mの台地を有し、敷地の東側前面には太平洋に面してT.P.+30 m以上の段丘崖が分布している。</p> <p>原子炉施設はT.P.+約35 m～約40 mの台地（海岸から約400 m付近）に設置されており、Sクラス施設は原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物に位置する。</p> <p>敷地の概況を第7.1.1図に示す。</p> <p>7.1.2 津波評価方針 (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)⁽¹⁾、渡辺(1998)⁽²⁾、宇佐美ほか(2013)⁽³⁾、宇津ほか編(2001)⁽⁴⁾、羽鳥(1975)⁽⁵⁾、羽鳥(1987)⁽⁶⁾、竹内ほか(2007)⁽⁷⁾、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)⁽⁸⁾、国立天文台編(2013)⁽⁹⁾、Ioki and Tanioka (2016)⁽¹⁰⁾、気象庁の発表等がある。</p> <p>文献調査によると、敷地周辺に影響を与えたと考えられる津波には、1677年延宝房総沖地震、2011年東北地方太平洋沖地震がある。</p> <p>竹内ほか(2007)⁽⁷⁾によると、1677年延宝房総沖地震は福島県、茨城県沿岸では記録の残っている最大の津波であり、水戸紀年、大洗地方史、玄蕃先代集乾等の史料による建物被害等の記載から津波浸水高を推定しており、茨城県磯浜村（現大洗町）で5.0 m～6.0 m以上としている。2011年東北地方太平洋沖地震については、敷地近傍で約7 mの津波痕跡高が確認されている。既往津波に関する文献調査結果を第7.2.1表及び第7.2.1図に示す。</p> <p>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^{(11)～(18)}によると、茨城県日立市十王町、千葉県銚子市及び九十九里浜地域で津波堆積物が確認されている。</p> <p>澤井(2012)⁽¹¹⁾及びSawai et al. (2012)⁽¹²⁾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>Yanagisawa et al. (2016)⁽¹³⁾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。</p> <p><u>その他、Pilarczyk et al. (2016, 2021)⁽¹⁴⁾⁽¹⁷⁾や産業技術総合研究所(2021)⁽¹⁸⁾では、千葉県の九十九里浜地域（蓮沼、一宮）において津波堆積物が確認され、房総半島沖で発生した地震によるものと示唆されている。</u></p> <p>7.2.2 ～7.2.3 (変更なし)</p> <p>7.3 地震に起因する津波の評価 (変更なし)</p> <p>水位変動の評価は、土木学会(2016)⁽⁴⁶⁾を参考に実施した。</p>

変更前 (2023. 2. 22 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 (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 (省略)</p> <p>(1) 2011年東北地方太平洋沖地震に関する知見 (省略)</p> <p>(2) 2011年東北地方太平洋沖型地震の特徴 (省略)</p> <p>(以下、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 (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 (変更なし)</p> <p>(1) 2011年東北地方太平洋沖地震に関する知見 (変更なし)</p> <p>(2) 2011年東北地方太平洋沖地震の特徴 (変更なし)</p> <p>(以下、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4回）の方針

【添付書類6（8. 火山）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>8. 火山</p> <p>8.1 ~8.3 (省略)</p> <p>8.4 火山事象の影響評価 (省略)</p> <p>8.4.1 降下火砕物</p> <p>8.4.1.1 層厚に関する評価 (省略)</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. ~e. (省略)</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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>御嶽山の活動は、山元 (2014b) ⁽³¹⁾、及川他 (2014) ⁽⁶⁰⁾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) ⁽⁶¹⁾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) ⁽⁶⁰⁾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) ⁽⁶²⁾)。</p> <p>及川 (2003) ⁽⁶²⁾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・</p>	<p>8. 火山</p> <p>8.1 ~8.3 (変更なし)</p> <p>8.4 火山事象の影響評価 (変更なし)</p> <p>8.4.1 降下火砕物</p> <p>8.4.1.1 層厚に関する評価 (変更なし)</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. ~e. (変更なし)</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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>御嶽山の活動は、<u>西来他 (2016) ⁽²⁾</u>、山元 (2014b) ⁽³¹⁾、及川他 (2014) ⁽⁶⁰⁾、<u>竹内他 (1998) ⁽⁶¹⁾</u>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) ⁽⁶²⁾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) ⁽⁶⁰⁾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) ⁽⁶³⁾)。</p> <p>及川 (2003) ⁽⁶³⁾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・</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>新井 (2011) ⁽⁵³⁾。</p> <p>西来他 (2016) ⁽²⁾、中野他 (2013) ⁽¹⁾、原山 (1990) ⁽⁶³⁾、町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾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～約 30 万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、樫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> <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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>西来他 (2016) ⁽²⁾、中野他 (2013) ⁽¹⁾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) ⁽⁶⁴⁾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 R 4 テフラ (玉川カルデラ)</p> <p>玉川 R 4 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>鈴木・中山 (2007) ⁽⁶⁵⁾によれば、敷地周辺に玉川 R 4 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) ⁽⁴³⁾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) ⁽⁶⁶⁾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 R 4 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>気象庁編 (2013) ⁽⁴⁾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</p>	<p>新井 (2011) ⁽⁵³⁾。</p> <p>西来他 (2016) ⁽²⁾、中野他 (2013) ⁽¹⁾、原山 (1990) ⁽⁶⁴⁾、町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾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～約 30 万年前とされている。</p> <p>上記を踏まえると、樫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> <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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>西来他 (2016) ⁽²⁾、中野他 (2013) ⁽¹⁾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) ⁽⁶⁵⁾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 R 4 テフラ (玉川カルデラ)</p> <p>玉川 R 4 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>鈴木・中山 (2007) ⁽⁶⁶⁾によれば、敷地周辺に玉川 R 4 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) ⁽⁴³⁾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) ⁽⁶⁷⁾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 R 4 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>気象庁編 (2013) ⁽⁴⁾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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(2013) ⁽¹⁾及び工藤他 (2011) ⁽⁶⁷⁾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 万年間では、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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>守屋 (1983) ⁽⁶⁸⁾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) ⁽⁶⁹⁾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 km³とされる。</p> <p>また、山元 (2014b) ⁽³¹⁾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 km³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) ⁽⁷⁰⁾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) ⁽⁷¹⁾) 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>Nagaoka (1988) ⁽⁷²⁾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) ⁽⁷³⁾) 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>(2013) ⁽¹⁾及び工藤他 (2011) ⁽⁶⁸⁾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 万年間では、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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>守屋 (1983) ⁽⁶⁹⁾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) ⁽⁷⁰⁾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 km³とされる。</p> <p>また、山元 (2014b) ⁽³¹⁾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 km³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) ⁽⁷¹⁾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) ⁽⁷²⁾) 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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>Nagaoka (1988) ⁽⁷³⁾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) ⁽⁷⁴⁾) 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>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>現在の始良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) ⁽⁷²⁾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 万年以上) 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>以上のことから、<u>原子炉施設の運用期間中</u>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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) ⁽⁷²⁾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>原子炉施設の運用期間中</u>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 (省略)</p> <p>(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討 (省略)</p> <p>a. 降下火砕物の分布状況</p> <p>赤城鹿沼テフラの分布に関する以下の敷地周辺の層厚調査及び敷地内の地質調査の結果から、赤城鹿沼テフラの敷地及び敷地近傍での層厚は約 35cm であるが、敷地周辺で最大 50cm が確認され、保守性を考慮して 50cm と評価される。</p> <p>(a) 敷地周辺の層厚調査</p> <p>降下火砕物の等層厚線図から、敷地において最も層厚が大きい降下火砕物は赤城鹿沼テフラと判断される。その分布主軸は敷地の方向を向いており、「新編 火山灰アトラス」(町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾)によれば 10cm～40cm、山元 (2013a) ⁽¹¹⁾では 32cm～64cm の 32cm 等層厚線付近に位置する。山元 (2013a) ⁽¹¹⁾、茨城県自然博物館 (2001) ⁽⁷⁴⁾、茨城県自然博物館 (2007) ⁽⁷⁵⁾及び敷地周辺の地質調査結果より敷地周辺の赤城鹿沼テフラの層厚を調査したところ、敷地近傍で約 35 cm、敷地周辺で概ね 40cm 以下、敷地から噴出源方向に約 10km の地点で最大 50cm が確認される。(第 8. 4. 2 図)</p> <p>(b) 敷地内の地質調査</p> <p>敷地での赤城鹿沼テフラの層厚を把握するため、地質調査を実施した。ボーリング調査において、ローム層中に黄褐色の軽石層が認められ、火山灰分析の結果、赤城鹿沼テフラに対比される。また、ボーリング調査による層厚は 25～30cm、露頭で層厚 30</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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>現在の始良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) ⁽⁷³⁾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 万年以上) 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>以上のことから、原子炉施設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) ⁽⁵³⁾)。</p> <p>現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka (1988) ⁽⁷³⁾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、原子炉施設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 (変更なし)</p> <p>(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討 (変更なし)</p> <p>a. 降下火砕物の分布状況</p> <p>赤城鹿沼テフラの分布に関する以下の敷地周辺の層厚調査及び敷地内の地質調査の結果から、赤城鹿沼テフラの敷地及び敷地近傍での層厚は約 35cm であるが、敷地周辺で最大 50cm が確認され、保守性を考慮して 50cm と評価される。</p> <p>(a) 敷地周辺の層厚調査</p> <p>降下火砕物の等層厚線図から、敷地において最も層厚が大きい降下火砕物は赤城鹿沼テフラと判断される。その分布主軸は敷地の方向を向いており、「新編 火山灰アトラス」(町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾)によれば 10cm～40cm、山元 (2013a) ⁽¹¹⁾では 32cm～64cm の 32cm 等層厚線付近に位置する。山元 (2013a) ⁽¹¹⁾、茨城県自然博物館 (2001) ⁽⁷⁵⁾、茨城県自然博物館 (2007) ⁽⁷⁶⁾及び敷地周辺の地質調査結果より敷地周辺の赤城鹿沼テフラの層厚を調査したところ、敷地近傍で約 35 cm、敷地周辺で概ね 40cm 以下、敷地から噴出源方向に約 10km の地点で最大 50cm が確認される。(第 8. 4. 2 図)</p> <p>(b) 敷地内の地質調査</p> <p>敷地での赤城鹿沼テフラの層厚を把握するため、地質調査を実施した。ボーリング調査において、ローム層中に黄褐色の軽石層が認められ、火山灰分析の結果、赤城鹿沼テフラに対比される。また、ボーリング調査による層厚は 25～30cm、露頭で層厚 30</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>～35cm であり、文献で示される層厚に整合している。(第 8. 4. 3 図)</p> <p>b. 降下火砕物シミュレーション</p> <p>現在の気象条件での敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、敷地周辺における堆積厚さが最も大きい赤城鹿沼テフラの噴出源である赤城山を対象に降下火砕物シミュレーションを行った。</p> <p>山元 (2016)⁽³²⁾、高橋他 (2012)⁽²⁸⁾、守屋 (1979)⁽⁷⁶⁾によれば、赤城山の活動は約 50 万年前から溶岩と火砕物を主とした噴火様式の古期成層火山の活動から始まり、約 22 万年前の山体崩壊を境に、その後、新期成層火山の活動となっている。新期成層火山についても 3 つの活動期に分けられ、赤城鹿沼テフラは現在の活動ステージである後カルデラ期に発生した降下火砕物であるとされる。現在の赤城山の活動ステージにおいて最大規模の噴火による降下火砕物噴出は赤城鹿沼テフラであり、その噴出量は 2km³DRE (見かけ体積 5km³) とされている (第 8. 4. 4 図)。このことを踏まえ、解析条件の噴出量には見かけ体積 5km³を設定した。主な解析条件については第 8. 4. 2 表に示す。</p> <p>風向・風速は、気象庁が行っているラジオゾンデの定期観測データ (観測地点：館野) を用いて行った。</p> <p>月別平年解析の結果、1 年を通じて偏西風の影響を受け、分布主軸が東から東北東に向く傾向があり、敷地における降下火砕物の堆積厚さは 7 月の 21 時の風のケースで最大 (約 12cm) となる (第 8. 4. 5 図)。さらに、層厚が最大となった 7 月の 21 時を基本ケースとして、噴煙柱・風速・風向の 3 つの要素について、不確かさに関する検討を行った (第 8. 4. 6 図)。その結果、風速の不確かさを考慮した場合が最大で層厚は約 22cm であり、敷地及び敷地周辺の調査で確認された層厚を上回らない。</p> <p>(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定 (省略)</p> <p>8. 4. 1. 2 密度に関する評価 (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、日光白根火山群の 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栗河軽石が分布する (坂本・宇野沢 (1976)⁽⁷⁷⁾)。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 (省略)</p>	<p>～35cm であり、文献で示される層厚に整合している。(第 8. 4. 3 図)</p> <p>b. 降下火砕物シミュレーション</p> <p>現在の気象条件での敷地における降下火砕物の層厚を検討するため、敷地周辺における堆積厚さが最も大きい赤城鹿沼テフラの噴出源である赤城山を対象に降下火砕物シミュレーションを行った。</p> <p>山元 (2016)⁽³²⁾、高橋他 (2012)⁽²⁸⁾、守屋 (1979)⁽⁷⁷⁾によれば、赤城山の活動は約 50 万年前から溶岩と火砕物を主とした噴火様式の古期成層火山の活動から始まり、約 22 万年前の山体崩壊を境に、その後、新期成層火山の活動となっている。新期成層火山についても 3 つの活動期に分けられ、赤城鹿沼テフラは現在の活動ステージである後カルデラ期に発生した降下火砕物であるとされる。現在の赤城山の活動ステージにおいて最大規模の噴火による降下火砕物噴出は赤城鹿沼テフラであり、その噴出量は 2km³DRE (見かけ体積 5km³) とされている (第 8. 4. 4 図)。このことを踏まえ、解析条件の噴出量には見かけ体積 5km³を設定した。主な解析条件については第 8. 4. 2 表に示す。</p> <p>風向・風速は、気象庁が行っているラジオゾンデの定期観測データ (観測地点：館野) を用いて行った。</p> <p>月別平年解析の結果、1 年を通じて偏西風の影響を受け、分布主軸が東から東北東に向く傾向があり、敷地における降下火砕物の堆積厚さは 7 月の 21 時の風のケースで最大 (約 12cm) となる (第 8. 4. 5 図)。さらに、層厚が最大となった 7 月の 21 時を基本ケースとして、噴煙柱・風速・風向の 3 つの要素について、不確かさに関する検討を行った (第 8. 4. 6 図)。その結果、風速の不確かさを考慮した場合が最大で層厚は約 22cm であり、敷地及び敷地周辺の調査で確認された層厚を上回らない。</p> <p>(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定 (変更なし)</p> <p>8. 4. 1. 2 密度に関する評価 (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、日光白根火山群の 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栗河軽石が分布する (坂本・宇野沢 (1976)⁽⁷⁸⁾)。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 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>8.5 参考文献 (1)～(60) (省略)</p> <p>(61) 木村純一 (1993) : 後期更新世の御岳火山 : 火山灰層序と火山層序学を用いた火山活動史の再検討, 地球科学, 47, p301-321</p> <p>(62) 及川輝樹 (2003) : 飛騨山脈の隆起と火成活動の時空的関連, 第四紀研究 42 (3) p. 141-156</p> <p>(63) 原山智 (1990) : 上高地地域の地質, 地域地質研究報告, 5 万分の 1 地質図幅, 地質調査所, p175</p> <p>(64) 鈴木毅彦 (2000) : 飛騨山脈貝塚給源火道起源の貝塚上宝テフラを用いた中期更新世前半の地形面編年, 地理学評論, 73A-1, p1-25</p> <p>(65) 鈴木毅彦, 中山俊雄 (2007) : 東北日本弧, 仙岩地熱地域を給源とする 2.0Ma に噴出した大規模火砕流に伴う広域テフラ, 火山, 第 52 卷 (2007), 第 1 号, p. 23-38</p> <p>(66) 高橋正樹 (1995) : 大規模珪長質火山活動と地殻歪速度, 火山, 第 40 卷 (1995), p. 33-42</p> <p>(67) 工藤崇, 檀原徹, 山下透, 植木岳雪, 佐藤大介 (2011) : 八甲田カルデラ起源火砕流堆積物の層序の再検討, 日本第四紀学会講演要旨集, p144-145</p> <p>(68) 守屋以智雄 (1983) : 日本の火山地形, 東京大学出版会, p135</p> <p>(69) 米倉伸之 (2001) : 日本の地形〈1〉総説, 東京大学出版会, p349</p> <p>(70) Zhao Dapeng, Wei Wei, Nishizono Yukihisa, Inakura Hirohito (2011) : Low-frequency earthquakes and tomography in western Japan: Insight into fluid and magmatic activity, Journal of Asian Earth Sciences, 42, p.1381-1393</p> <p>(71) 東宮昭彦 (1997) : 実験岩石学的手法で求めるマグマ溜まりの深さ, 月刊地球, Vol19, No11, p720-724</p> <p>(72) Nagaoka Shinji (1988) : The late quaternary tephra layers from the caldera volcanoes in and around kagoshima bay, southern kyushu, Japan, 23, p. 49-122</p> <p>(73) 三好雅也, 長谷中利昭, 佐野貴司 (2005) : 阿蘇カルデラ形成後に活動した多様なマグマとそれらの因果関係について, 火山, 第 50 卷 (2005), 第 5 号, p. 269-283</p> <p>(74) 茨城県自然博物館 (2001) : 茨城県自然博物館 第 2 次総合調査報告書 (2001) 関東ローム層, p. 87-102</p> <p>(75) 茨城県自然博物館 (2007) : 茨城県自然博物館 第 4 次総合調査報告書 (2007) 関東ローム層, p. 85-99</p> <p>(76) 守屋以智雄 (1979) : 日本の第四紀火山の地形発達と分類, 地理学評論, 52-9, p479-501, 1979</p> <p>(77) 坂本亨, 宇野沢昭 (1976) : 茨城県瓜連丘陵の第四系と久慈川・那珂川の河谷発達史, 地質調査所月報, 第 27 卷, 第 10 号 p655-664, 1976</p> <p>(78) 三村弘二 (2002) : 東北日本, 猫魔火山の地質と放射年代, 火山, 第 47 卷 (2002), 第 4 号, p217-225</p> <p>(79) 大石雅之 (2009) : 四阿火山を起源とする噴出物の岩石記載的特徴とテフラ分布, 地学雑誌, 118 (6), p. 1237-1246, 2009</p> <p>(80) 鈴木毅彦 (2001) : 海洋酸素同位体ステージ 5-6 境界に降下した飯縄上樽テフラ群とその編年</p>	<p>8.5 参考文献 (1)～(60) (変更なし)</p> <p><u>(61) 竹内誠, 中野俊, 原山智, 大塚勉(1998) : 木曾福島地域の地質, 地域地質研究報告, 5 万分の 1 地質図幅, 地質調査所, p94.</u></p> <p>(62) 木村純一 (1993) : 後期更新世の御岳火山 : 火山灰層序と火山層序学を用いた火山活動史の再検討, 地球科学, 47, p301-321</p> <p>(63) 及川輝樹 (2003) : 飛騨山脈の隆起と火成活動の時空的関連, 第四紀研究 42 (3) p. 141-156</p> <p>(64) 原山智 (1990) : 上高地地域の地質, 地域地質研究報告, 5 万分の 1 地質図幅, 地質調査所, p175</p> <p>(65) 鈴木毅彦 (2000) : 飛騨山脈貝塚給源火道起源の貝塚上宝テフラを用いた中期更新世前半の地形面編年, 地理学評論, 73A-1, p1-25</p> <p>(66) 鈴木毅彦, 中山俊雄 (2007) : 東北日本弧, 仙岩地熱地域を給源とする 2.0Ma に噴出した大規模火砕流に伴う広域テフラ, 火山, 第 52 卷 (2007), 第 1 号, p. 23-38</p> <p>(67) 高橋正樹 (1995) : 大規模珪長質火山活動と地殻歪速度, 火山, 第 40 卷 (1995), p. 33-42</p> <p>(68) 工藤崇, 檀原徹, 山下透, 植木岳雪, 佐藤大介 (2011) : 八甲田カルデラ起源火砕流堆積物の層序の再検討, 日本第四紀学会講演要旨集, p144-145</p> <p>(69) 守屋以智雄 (1983) : 日本の火山地形, 東京大学出版会, p135</p> <p>(70) 米倉伸之 (2001) : 日本の地形〈1〉総説, 東京大学出版会, p349</p> <p>(71) Zhao Dapeng, Wei Wei, Nishizono Yukihisa, Inakura Hirohito (2011) : Low-frequency earthquakes and tomography in western Japan: Insight into fluid and magmatic activity, Journal of Asian Earth Sciences, 42, p.1381-1393</p> <p>(72) 東宮昭彦 (1997) : 実験岩石学的手法で求めるマグマ溜まりの深さ, 月刊地球, Vol19, No11, p720-724</p> <p>(73) Nagaoka Shinji (1988) : The late quaternary tephra layers from the caldera volcanoes in and around kagoshima bay, southern kyushu, Japan, 23, p. 49-122</p> <p>(74) 三好雅也, 長谷中利昭, 佐野貴司 (2005) : 阿蘇カルデラ形成後に活動した多様なマグマとそれらの因果関係について, 火山, 第 50 卷 (2005), 第 5 号, p. 269-283</p> <p>(75) 茨城県自然博物館 (2001) : 茨城県自然博物館 第 2 次総合調査報告書 (2001) 関東ローム層, p. 87-102</p> <p>(76) 茨城県自然博物館 (2007) : 茨城県自然博物館 第 4 次総合調査報告書 (2007) 関東ローム層, p. 85-99</p> <p>(77) 守屋以智雄 (1979) : 日本の第四紀火山の地形発達と分類, 地理学評論, 52-9, p479-501, 1979</p> <p>(78) 坂本亨, 宇野沢昭 (1976) : 茨城県瓜連丘陵の第四系と久慈川・那珂川の河谷発達史, 地質調査所月報, 第 27 卷, 第 10 号 p655-664, 1976</p> <p>(79) 三村弘二 (2002) : 東北日本, 猫魔火山の地質と放射年代, 火山, 第 47 卷 (2002), 第 4 号, p217-225</p> <p>(80) 大石雅之 (2009) : 四阿火山を起源とする噴出物の岩石記載的特徴とテフラ分布, 地学雑誌, 118 (6), p. 1237-1246, 2009</p> <p>(81) 鈴木毅彦 (2001) : 海洋酸素同位体ステージ 5-6 境界に降下した飯縄上樽テフラ群とその編年</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>学的意義, 第四紀研究, 40(1), p. 29-41</p> <p>(81) Tamura Itoko, Yamazaki Haruo, Mizuno Kiyohide (2008): Characteristics for the recognition of Pliocene and early Pleistocene marker tephras in central Japan, Quaternary International 178 (2008), p. 85-99</p> <p>(82) 鈴木毅彦・早川由紀夫(1990): 中期更新世に噴出した大町 Apm テフラ群の層位と年代, 第四紀研究, 29 (2), p. 105-120</p> <p>(83) 鈴木毅彦, 檀原徹, 藤原治 (2001): 東北日本の大規模火砕流は広域テフラを生産したか?, 月間地球, Vol23, No9, p. 610-613</p> <p>(84) Newhall and Self (1982): The Volcanic Explosivity Index (VEI) 'An Estimate of Explosive Magnitude for Historical Volcanism, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH, VOL. 87, NO. C2, p1231-1238, FEBRUARY 20, 1982</p> <p>(85) 萬年一剛 (2013): 降下火山灰シミュレーションコード Tephra2 の理論と現状-第四紀学での利用を視野に, 第四紀研究, 52 (4), p. 173-187</p> <p>(86) 山崎正男 (1958): 日光火山群, 地球科学, 第 36 号 (1958 年 2 月), p. 27-35</p> <p>(87) 山元孝広 (2011): 磐梯火山最初期噴出物におけるマグマ組成の時間変化: 裏磐梯高原コアの化学分析結果, 火山, 第 56 卷 (2011), 第 6 号, p. 189-200</p> <p>(88) 山元孝広, 須藤茂 (1996): テフラ層序からみた磐梯火山の噴火活動史, 地質調査所月報, 第 47 卷, 第 6 号, p335-359, 1996</p> <p>(89) 小荒井衛, 津沢正晴, 星野実 (1995): 磐梯山の地形発達史, 「火山地域における土砂災害発生予測手法の開発に関する国際共同研究」「岩屑流発生場に関する研究」分科会研究成果, 磐梯火山, p135-143</p> <p>(90) 早田勉 (1989): 6 世紀における榛名火山の 2 回の噴火とその災害, 第四紀研究, 27 (4), p. 297-312</p> <p>(91) 山元孝広, 長谷部忠夫 (2014): 福島県只見町叶津の埋没化石林の放射性炭素年代: 沼沢火山水沼噴火年代の再検討, 地質学雑誌, 第 120 卷, 第 1 号, p1-9</p>	<p>学的意義, 第四紀研究, 40(1), p. 29-41</p> <p>(82) Tamura Itoko, Yamazaki Haruo, Mizuno Kiyohide (2008): Characteristics for the recognition of Pliocene and early Pleistocene marker tephras in central Japan, Quaternary International 178 (2008), p. 85-99</p> <p>(83) 鈴木毅彦・早川由紀夫(1990): 中期更新世に噴出した大町 Apm テフラ群の層位と年代, 第四紀研究, 29 (2), p. 105-120</p> <p>(84) 鈴木毅彦, 檀原徹, 藤原治 (2001): 東北日本の大規模火砕流は広域テフラを生産したか?, 月間地球, Vol23, No9, p. 610-613</p> <p>(85) Newhall and Self (1982): The Volcanic Explosivity Index (VEI) 'An Estimate of Explosive Magnitude for Historical Volcanism, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH, VOL. 87, NO. C2, p1231-1238, FEBRUARY 20, 1982</p> <p>(86) 萬年一剛 (2013): 降下火山灰シミュレーションコード Tephra2 の理論と現状-第四紀学での利用を視野に, 第四紀研究, 52 (4), p. 173-187</p> <p>(87) 山崎正男 (1958): 日光火山群, 地球科学, 第 36 号 (1958 年 2 月), p. 27-35</p> <p>(88) 山元孝広 (2011): 磐梯火山最初期噴出物におけるマグマ組成の時間変化: 裏磐梯高原コアの化学分析結果, 火山, 第 56 卷 (2011), 第 6 号, p. 189-200</p> <p>(89) 山元孝広, 須藤茂 (1996): テフラ層序からみた磐梯火山の噴火活動史, 地質調査所月報, 第 47 卷, 第 6 号, p335-359, 1996</p> <p>(90) 小荒井衛, 津沢正晴, 星野実 (1995): 磐梯山の地形発達史, 「火山地域における土砂災害発生予測手法の開発に関する国際共同研究」「岩屑流発生場に関する研究」分科会研究成果, 磐梯火山, p135-143</p> <p>(91) 早田勉 (1989): 6 世紀における榛名火山の 2 回の噴火とその災害, 第四紀研究, 27 (4), p. 297-312</p> <p>(92) 山元孝広, 長谷部忠夫 (2014): 福島県只見町叶津の埋没化石林の放射性炭素年代: 沼沢火山水沼噴火年代の再検討, 地質学雑誌, 第 120 卷, 第 1 号, p1-9</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第 8. 2. 1 表 ～ 第 8. 3. 1 表 (省略)

第 8. 2. 1 表 ～ 第 8. 3. 1 表 (変更なし)

第 8. 4. 1 表(1) 降下火砕物の文献調査結果

第 8. 4. 1 表(1) 降下火砕物の文献調査結果

敷地と火山との距離	敷地及び敷地近傍で確認される主な降下火砕物	記号	火山から敷地への方向 (距離 (k m))	給源火山	試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性 (○: あり, ×: 可能性は十分に小さい)	敷地の層厚	降下火砕物の噴火規模 (VEI) *	
半径 160km 内	高原戸室山2テフラ	Tk-TM2	南東 (約98km)	高原山	○	8cm以下*1	5	
	男体七本桜テフラ	Nt-S	東南東 (約110km)	男体・女峰火山群	○	0~20 c m*2	4	
	男体今市テフラ	Nt-I				0~20 c m*2	4	
	満美穴テフラ	Nk-Ma	東南東 (約110km)	男体・女峰火山群	×	女峰赤蓮火山の活動で発生した降下火砕物であり、現在は男体山、三ツ岳火山の活動が継続	32cm以下*3	5
	日光早乙女テフラ	Nk-SO					16cm以下*3	4
	日光行川テフラ	Nk-NM					16cm以下*3	5
	日光矢板テフラ	Nk-YT					16cm以下*3	4
	赤城鹿沼テフラ	Ag-KP	東南東 (約126km)	赤城山	○	-	32cm~64cm*1	5
	赤城行川2テフラ	Ag-NM2					4cm以下*1	4
	赤城水沼1テフラ	Ag-MzP1					5cm~20cm*2	4
	赤城水沼2テフラ	Ag-MzP2					4cm以下*1	4
	赤城水沼8テフラ	Ag-MzP8					8cm以下*1	4
	赤城水沼9-10テフラ	Ag-MzP9-10					16cm以下*1	4
	燧ヶ岳七入テフラ	Hu-NN	南東 (約136km)	燧ヶ岳	○	-	8cm以下*3	5
	沼沢芝原テフラ	Nm-SB	南東 (約157km)	沼沢	○	-	16cm以下*3	4
	榛名八崎テフラ	Hr-HP	東 (約154km)	榛名山	○	-	0cm~10cm*2	4
	鬼怒沼黒田原テフラ	Kn-KD	東南東 (約125 k m)	鬼怒沼	×	将来の活動可能性のない火山	16cm以下*3	5

敷地と火山との距離	敷地及び敷地近傍で確認される主な降下火砕物	記号	火山から敷地への方向 (距離 (k m))	給源火山	試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性 (○: あり, ×: 可能性は十分に小さい)	敷地の層厚	降下火砕物の噴火規模 (VEI) *	
半径 160km 内	高原戸室山2テフラ	Tk-TM2	南東 (約98km)	高原山	○	8cm以下*1	5	
	男体七本桜テフラ	Nt-S	東南東 (約110km)	男体・女峰火山群	○	0~20 c m*2	4	
	男体今市テフラ	Nt-I				0~20 c m*2	4	
	満美穴テフラ	Nk-Ma	東南東 (約110km)	男体・女峰火山群	×	女峰赤蓮火山の活動で発生した降下火砕物であり、現在は男体山、三ツ岳火山の活動が継続	32cm以下*3	5
	日光早乙女テフラ	Nk-SO					16cm以下*3	4
	日光行川テフラ	Nk-NM					16cm以下*3	5
	日光矢板テフラ	Nk-YT					16cm以下*3	4
	赤城鹿沼テフラ	Ag-KP	東南東 (約126km)	赤城山	○	-	32cm~64cm*1	5
	赤城行川2テフラ	Ag-NM2					4cm以下*1	4
	赤城水沼1テフラ	Ag-MzP1					5cm~20cm*2	4
	赤城水沼2テフラ	Ag-MzP2					4cm以下*1	4
	赤城水沼8テフラ	Ag-MzP8					8cm以下*1	4
	赤城水沼9-10テフラ	Ag-MzP9-10					16cm以下*1	4
	燧ヶ岳七入テフラ	Hu-NN	南東 (約136km)	燧ヶ岳	○	-	8cm以下*3	5
	沼沢芝原テフラ	Nm-SB	南東 (約157km)	沼沢	○	-	16cm以下*3	4
	榛名八崎テフラ	Hr-HP	東 (約154km)	榛名山	○	-	0cm~10cm*2	4
	鬼怒沼黒田原テフラ	Kn-KD	東南東 (約125 k m)	鬼怒沼	×	将来の活動可能性のない火山	16cm以下*3	5

※噴火規模 (VEI) の定義は町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾ に基づく

試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性あり。
 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性が十分に小さい。

*1: 山元 (2013a) ⁽¹¹⁾, *2: 町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾, *3: 山元 (2012) ⁽⁹⁾, *4: 大石 (2009) ⁽⁷²⁾, *5: 鈴木 (2001) ⁽⁸⁰⁾
 *6: Tamura et al (2008) ⁽⁸¹⁾, *7: 鈴木・早川 (1990) ⁽⁸²⁾, *8: 鈴木・中山 (2007) ⁽⁸⁵⁾, *9: 鈴木他 (2001) ⁽⁸³⁾
 *10: 山元 (2013b) ⁽⁴⁶⁾

※噴火規模 (VEI) の定義は町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾ に基づく

試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性あり。
 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性が十分に小さい。

*1: 山元 (2013a) ⁽¹¹⁾, *2: 町田・新井 (2011) ⁽⁵³⁾, *3: 山元 (2012) ⁽⁹⁾, *4: 大石 (2009) ⁽⁸⁰⁾, *5: 鈴木 (2001) ⁽⁸¹⁾
 *6: Tamura et al (2008) ⁽⁸²⁾, *7: 鈴木・早川 (1990) ⁽⁸³⁾, *8: 鈴木・中山 (2007) ⁽⁸⁵⁾, *9: 鈴木他 (2001) ⁽⁸⁴⁾
 *10: 山元 (2013b) ⁽⁴⁶⁾

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 8. 4. 1 表(2) 降下火砕物の文献調査結果

敷地と火山との距離	敷地及び敷地近傍で確認される主な降下火砕物	記号	火山から敷地への方向(距離(km))	給源火山	試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性(○:あり, ×:可能性は十分に小さい)	敷地の層厚	降下火砕物の噴火規模(VEI)*	
半径160km外	真岡テフラ	MoP	東南東(約172km)	飯土山	×	将来の活動可能性のない火山	32cm~16cm*1	5
	立川ローム上部ガラス質テフラ	UG	東(約183km)	浅間山	×	仏岩期の活動で発生した降下火砕物であり、現在は前掛火山の活動が継続	0cm以上*2	6
	浅間板鼻黄色テフラ	As-YP					0cm以上*2	5
	四阿菅平2テフラ	Azy-SgP2	東(約194km)	四阿山	○	-	0cm以上*4	5
	箱根東京テフラ	Hk-TP	北東(約180km)	箱根火山群	×	現在は溶岩ドームの活動が継続(顕著な降下火砕物発生はない)	0cm以上*2	6
	箱根吉沢下部7テフラ	Hk-K1p7					0cm以上*2	5
	飯縄上樽aテフラ	In-Kta	東(約223km)	飯縄山	×	現在は活動停止期が継続	0cm以上*5	?
	御岳第1テフラ	On-Pm1	東北東(約280km)	御嶽山	×	山頂付近における小規模の噴火活動が継続	10cm~0cm*2	6
	谷口テフラ	Tng	東(約254km)	飛騨山脈(爺ヶ岳)	×	将来の活動可能性のない火山	30cm以下*6	?
	大峰テフラ(大峰-SK110)	Omn(Omn-SK110)					10cm以下*6	6?
	大町Apmテフラ群	Tky-Ng1	東(約265km)	飛騨山脈(樺沢岳)	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*7	6?
	恵比須峠福田テフラ	Ebs-Fkd	東(約261km)	飛騨山脈(穂高岳)	×	将来の活動可能性のない火山	約30cm*6	7?
	丹生川テフラ(穂高-Kd39)	Nyg(Htk-Kd39)					20cm~10cm*6	?
	貝塩上宝テフラ	KMT	東(約275km)	飛騨山脈(上宝)	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*2	6?
	玉川R4テフラ	Tmg-R4	南(約412km)	玉川カルデラ	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*8	6
	八甲田1テフラ(八甲田国本テフラ, Ku1)	Hkd1	南(約491km)	八甲田カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	0cm以上*9	?
	大山倉吉テフラ	DKP	東北東(約641km)	大山	×	数km ³ 以下の噴火活動が継続	5cm~0cm*2	6
	阿蘇3テフラ	Aso-3	東北東(約943km)	阿蘇カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	0cm以上*2	7
	阿蘇4テフラ	Aso-4					15cm以下*2	7
	始良Tnテフラ	AT	東北東(約1045km)	始良カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	20cm~10cm*2	7
鬼界アカホヤテフラ	K-Ah	北東(約1126km)	鬼界カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	20cm~0cm*2	7	
鬼界葛原テフラ	K-Kz					5cm~2cm*2	7	
噴出源不明	潤沼川テフラ	-	-	-	-	(再堆積)*1,10	-	

※噴火規模(VEI)の定義は町田・新井(2011)⁽⁵³⁾に基づく

- 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性あり。
- 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性が十分に小さい。

*1: 山元(2013a)⁽¹¹⁾, *2: 町田・新井(2011)⁽⁵³⁾, *3: 山元(2012)⁽⁹⁾, *4: 大石(2009)⁽⁵²⁾, *5: 鈴木(2001)⁽⁸⁰⁾
 *6: Tamura et al(2008)⁽⁸¹⁾, *7: 鈴木・早川(1990)⁽⁸²⁾, *8: 鈴木・中山(2007)⁽⁶⁵⁾, *9: 鈴木他(2001)⁽⁸³⁾
 *10: 山元(2013b)⁽⁴⁶⁾

変更後

第 8. 4. 1 表(2) 降下火砕物の文献調査結果

敷地と火山との距離	敷地及び敷地近傍で確認される主な降下火砕物	記号	火山から敷地への方向(距離(km))	給源火山	試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性(○:あり, ×:可能性は十分に小さい)	敷地の層厚	降下火砕物の噴火規模(VEI)*	
半径160km外	真岡テフラ	MoP	東南東(約172km)	飯土山	×	将来の活動可能性のない火山	32cm~16cm*1	5
	立川ローム上部ガラス質テフラ	UG	東(約183km)	浅間山	×	仏岩期の活動で発生した降下火砕物であり、現在は前掛火山の活動が継続	0cm以上*2	6
	浅間板鼻黄色テフラ	As-YP					0cm以上*2	5
	四阿菅平2テフラ	Azy-SgP2	東(約194km)	四阿山	○	-	0cm以上*4	5
	箱根東京テフラ	Hk-TP	北東(約180km)	箱根火山群	×	現在は溶岩ドームの活動が継続(顕著な降下火砕物発生はない)	0cm以上*2	6
	箱根吉沢下部7テフラ	Hk-K1p7					0cm以上*2	5
	飯縄上樽aテフラ	In-Kta	東(約223km)	飯縄山	×	現在は活動停止期が継続	0cm以上*5	?
	御岳第1テフラ	On-Pm1	東北東(約280km)	御嶽山	×	山頂付近における小規模の噴火活動が継続	10cm~0cm*2	6
	谷口テフラ	Tng	東(約254km)	飛騨山脈(爺ヶ岳)	×	将来の活動可能性のない火山	30cm以下*6	?
	大峰テフラ(大峰-SK110)	Omn(Omn-SK110)					10cm以下*6	6?
	大町Apmテフラ群	Tky-Ng1	東(約265km)	飛騨山脈(樺沢岳)	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*7	6?
	恵比須峠福田テフラ	Ebs-Fkd	東(約261km)	飛騨山脈(穂高岳)	×	将来の活動可能性のない火山	約30cm*6	7?
	丹生川テフラ(穂高-Kd39)	Nyg(Htk-Kd39)					20cm~10cm*6	?
	貝塩上宝テフラ	KMT	東(約275km)	飛騨山脈(上宝)	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*2	6?
	玉川R4テフラ	Tmg-R4	南(約412km)	玉川カルデラ	×	将来の活動可能性のない火山	0cm以上*8	6
	八甲田1テフラ(八甲田国本テフラ, Ku1)	Hkd1	南(約491km)	八甲田カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	0cm以上*9	?
	大山倉吉テフラ	DKP	東北東(約641km)	大山	×	数km ³ 以下の噴火活動が継続	5cm~0cm*2	6
	阿蘇3テフラ	Aso-3	東北東(約943km)	阿蘇カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	0cm以上*2	7
	阿蘇4テフラ	Aso-4					15cm以下*2	7
	始良Tnテフラ	AT	東北東(約1045km)	始良カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	20cm~10cm*2	7
鬼界アカホヤテフラ	K-Ah	北東(約1126km)	鬼界カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	20cm~0cm*2	7	
鬼界葛原テフラ	K-Kz					5cm~2cm*2	7	
噴出源不明	潤沼川テフラ	-	-	-	-	(再堆積)*1,10	-	

※噴火規模(VEI)の定義は町田・新井(2011)⁽⁵³⁾に基づく

- 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性あり。
- 試験研究炉の運用期間中の同規模噴火の可能性が十分に小さい。

*1: 山元(2013a)⁽¹¹⁾, *2: 町田・新井(2011)⁽⁵³⁾, *3: 山元(2012)⁽⁹⁾, *4: 大石(2009)⁽⁵²⁾, *5: 鈴木(2001)⁽⁸⁰⁾
 *6: Tamura et al(2008)⁽⁸¹⁾, *7: 鈴木・早川(1990)⁽⁸²⁾, *8: 鈴木・中山(2007)⁽⁶⁵⁾, *9: 鈴木他(2001)⁽⁸³⁾
 *10: 山元(2013b)⁽⁴⁶⁾

第 8.4.2 表 降下火砕物シミュレーションの主な解析条件

設定噴火規模	パラメータ	単位	設定値	設定根拠等	
赤城鹿沼テフラ (Ag-KP)	噴出量(見かけ体積量)	km ³	5	山元(2016) ⁽³²⁾ 及び山元(2013a) ⁽¹¹⁾ に基づき設定 (見かけ体積量に降下火砕物の密度800kg/m ³ を乗じた4.0×10 ¹⁰ kgを設定)	
	噴煙柱高度	km	25	同程度の規模の噴火(VEI5)の一般値(Newhall and Self(1982) ⁽³³⁾ による)に基づいて設定	
	噴煙柱分割高さ	m	100	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	粒 径	最大	mm (Φ)	1,024 (-10)	Tephra2のconfigfileに示された珪長質噴火の一般値
		最小	mm (Φ)	1/1,024 (10)	Tephra2のconfigfileに示された珪長質噴火の一般値
		中央	mm (Φ)	1/2 (1.0)	Tephra2のconfigfileに示される他の噴火事例に基づいて設定(エトナ1998年噴火の例を参照)
		標準偏差	mm (Φ)	1/3 (1.5)	Tephra2のconfigfileに示される他の噴火事例に基づいて設定(エトナ1998年噴火の例を参照)
	粒子密度	t/m ³	1.0	噴出物を構成する粒子が全て軽石と想定 なお、山元(2013a) ⁽¹¹⁾ において赤城鹿沼テフラは発泡の良い軽石火山礫からなるとされており、 地質調査においても軽石主体であることが確認されている。	
	見かけの渦拡散係数	m ² /s	0.04	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	拡散係数	m ² /s	10,000	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	Fall Time Threshold	s	3,600	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	Plume Ratio	-	0.1	Tephra2のconfigfileに示された事例に基づく一般値	
	噴 出 源	X(東距)	m	338,296	「日本の火山(第3版)」(中野他(2013) ⁽¹¹⁾)より設定
		Y(北距)	m	4,047,614	
		標高	m	1,828	

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

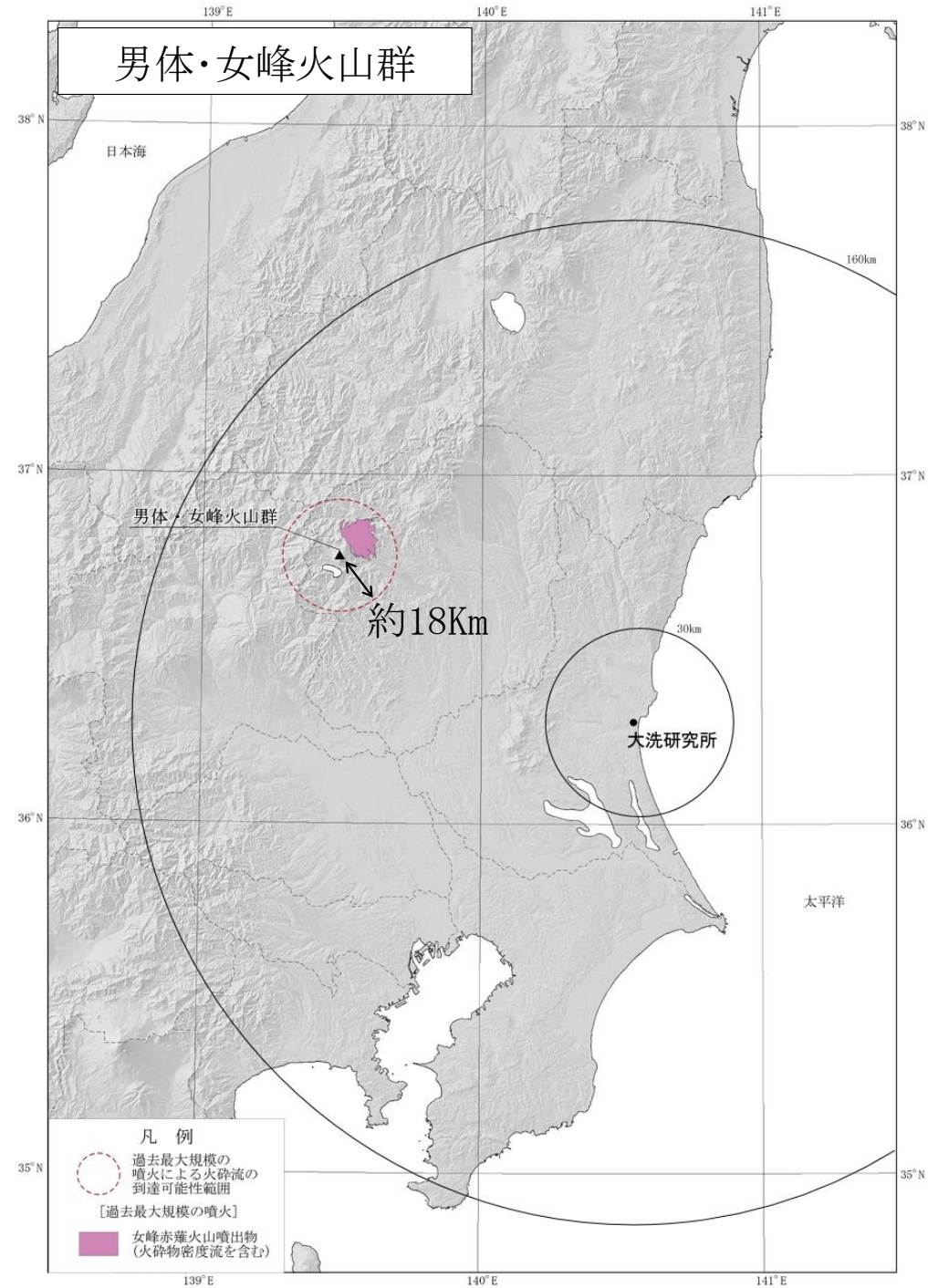
第 8.4.2 表 降下火砕物シミュレーションの主な解析条件

設定噴火規模	パラメータ	単位	設定値	設定根拠等	
赤城鹿沼テフラ (Ag-KP)	噴出量(見かけ体積量)	km ³	5	山元(2016) ⁽³²⁾ 及び山元(2013a) ⁽¹¹⁾ に基づき設定 (見かけ体積量に降下火砕物の密度800kg/m ³ を乗じた4.0×10 ¹⁰ kgを設定)	
	噴煙柱高度	km	25	同程度の規模の噴火(VEI5)の一般値(Newhall and Self(1982) ⁽³³⁾ による)に基づいて設定	
	噴煙柱分割高さ	m	100	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	粒 径	最大	mm (Φ)	1,024 (-10)	Tephra2のconfigfileに示された珪長質噴火の一般値
		最小	mm (Φ)	1/1,024 (10)	Tephra2のconfigfileに示された珪長質噴火の一般値
		中央	mm (Φ)	1/2 (1.0)	Tephra2のconfigfileに示される他の噴火事例に基づいて設定(エトナ1998年噴火の例を参照)
		標準偏差	mm (Φ)	1/3 (1.5)	Tephra2のconfigfileに示される他の噴火事例に基づいて設定(エトナ1998年噴火の例を参照)
	粒子密度	t/m ³	1.0	噴出物を構成する粒子が全て軽石と想定 なお、山元(2013a) ⁽¹¹⁾ において赤城鹿沼テフラは発泡の良い軽石火山礫からなるとされており、 地質調査においても軽石主体であることが確認されている。	
	見かけの渦拡散係数	m ² /s	0.04	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	拡散係数	m ² /s	10,000	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	Fall Time Threshold	s	3,600	万年(2013) ⁽³⁴⁾ より設定	
	Plume Ratio	-	0.1	Tephra2のconfigfileに示された事例に基づく一般値	
	噴 出 源	X(東距)	m	338,296	「日本の火山(第3版)」(中野他(2013) ⁽¹¹⁾)より設定
		Y(北距)	m	4,047,614	
		標高	m	1,828	

変更後

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 8.2.1 図 ~ 第 8.3.2 図(1) (省略)



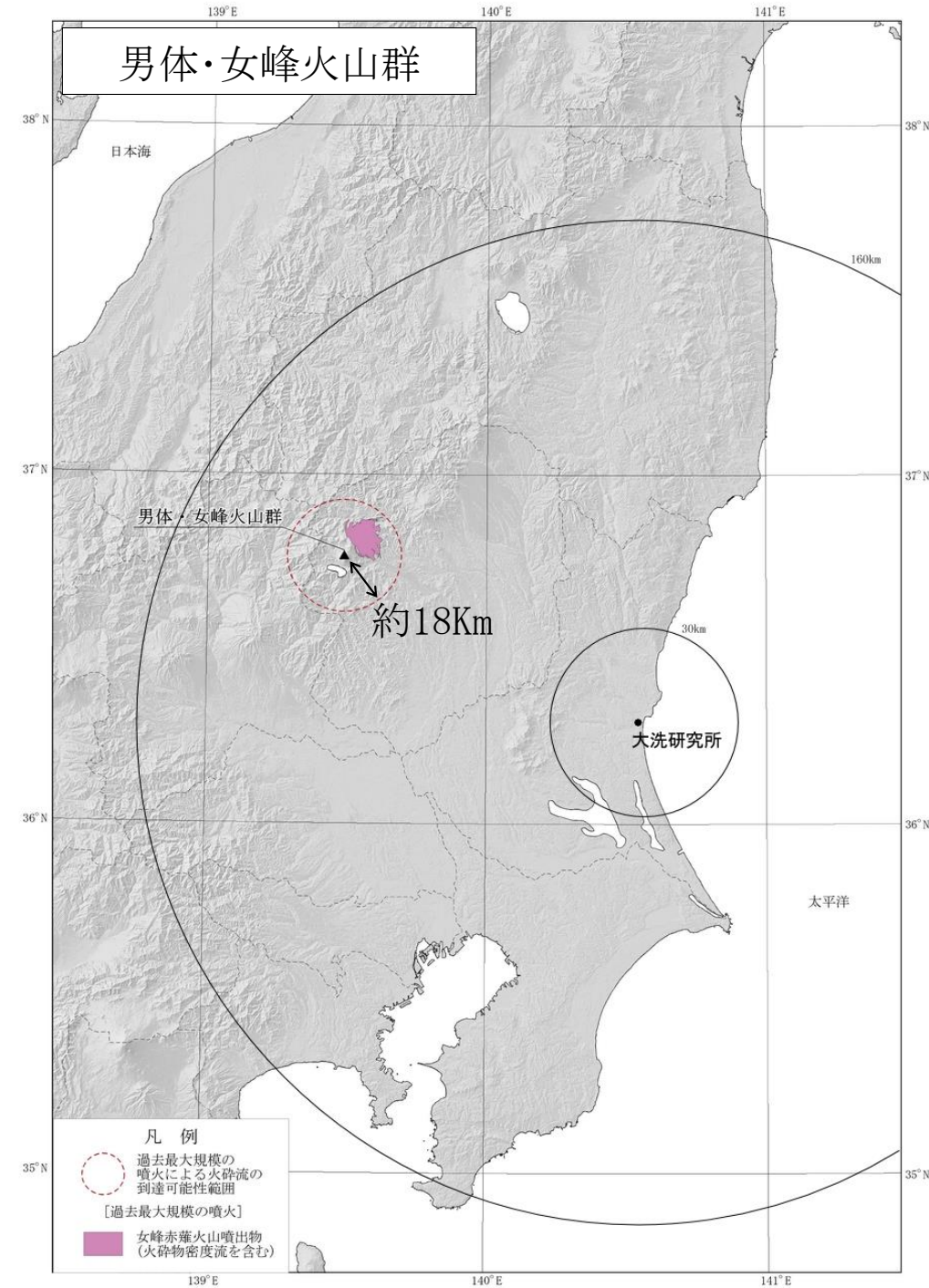
佐々木(1994)⁽¹⁸⁾, 山崎(1958)⁽⁸⁶⁾に基づき作成

第 8.3.2 図(2) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (男体・女峰火山群)

第 8.3.2 図(3) ~ 第 8.3.2 図(6) (省略)

変更後

第 8.2.1 図 ~ 第 8.3.2 図(1) (変更なし)



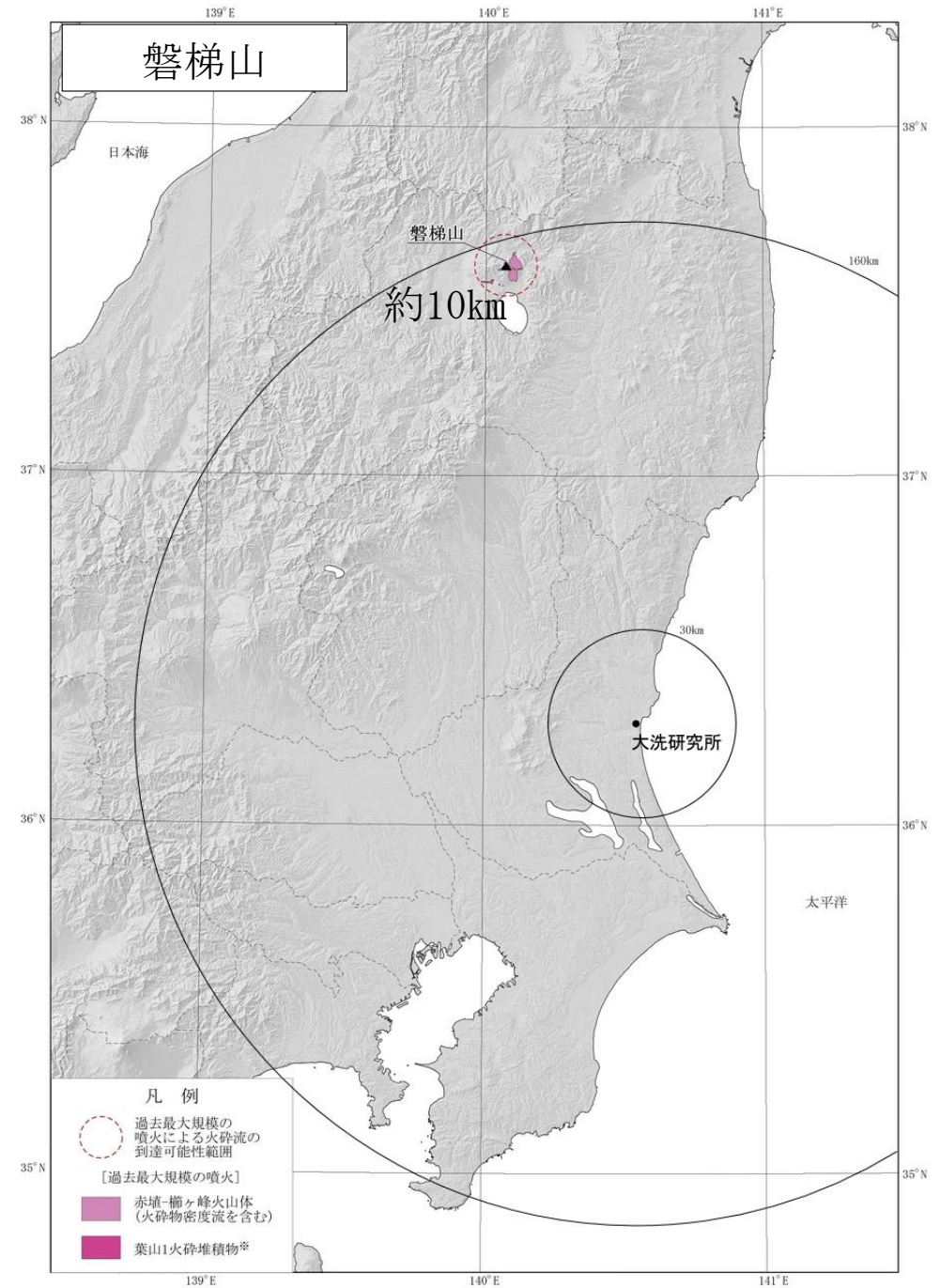
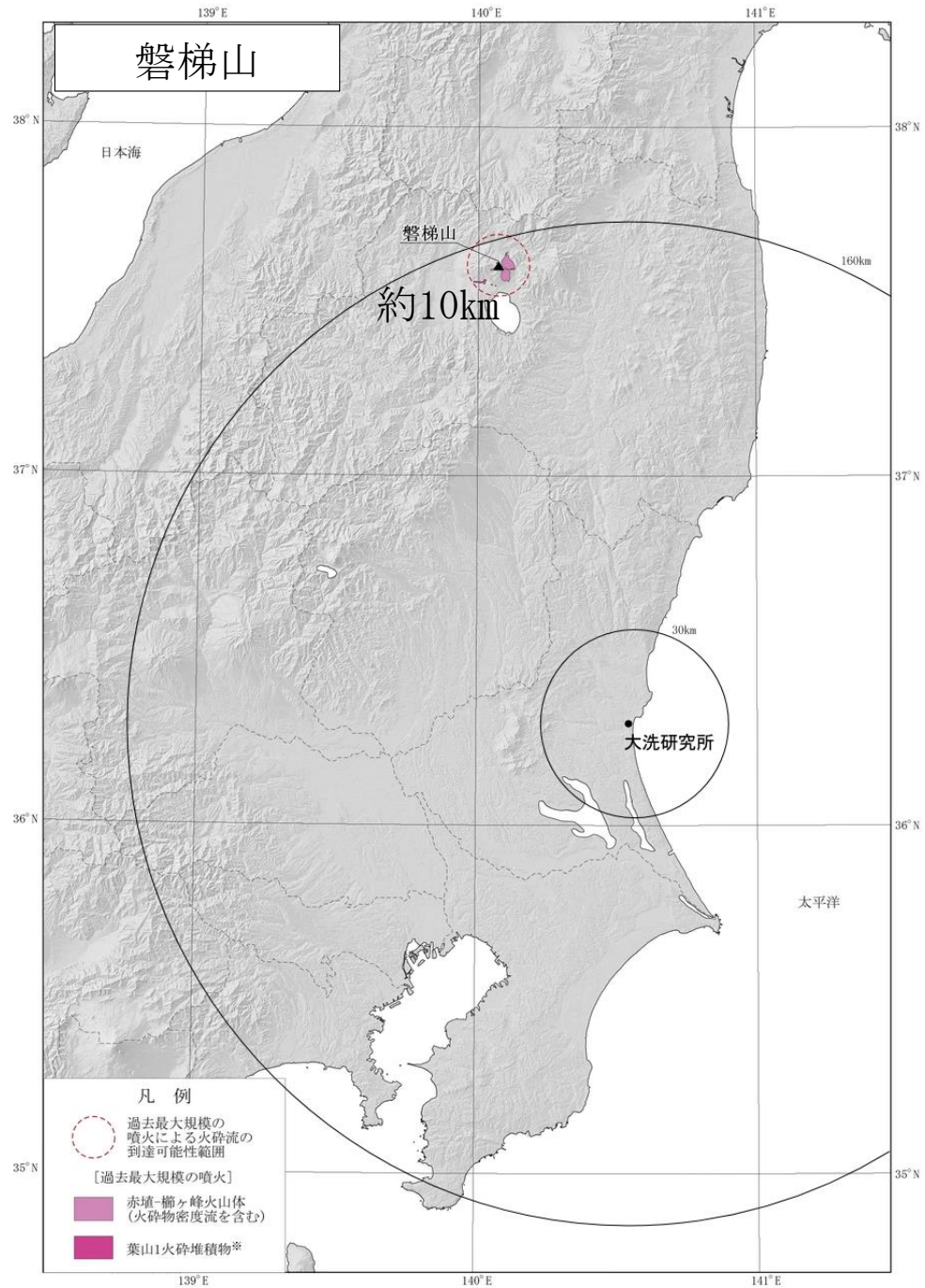
佐々木(1994)⁽¹⁸⁾, 山崎(1958)⁽⁸⁷⁾に基づき作成

第 8.3.2 図(2) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (男体・女峰火山群) 詳)

第 8.3.2 図(3) ~ 第 8.3.2 図(6) (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



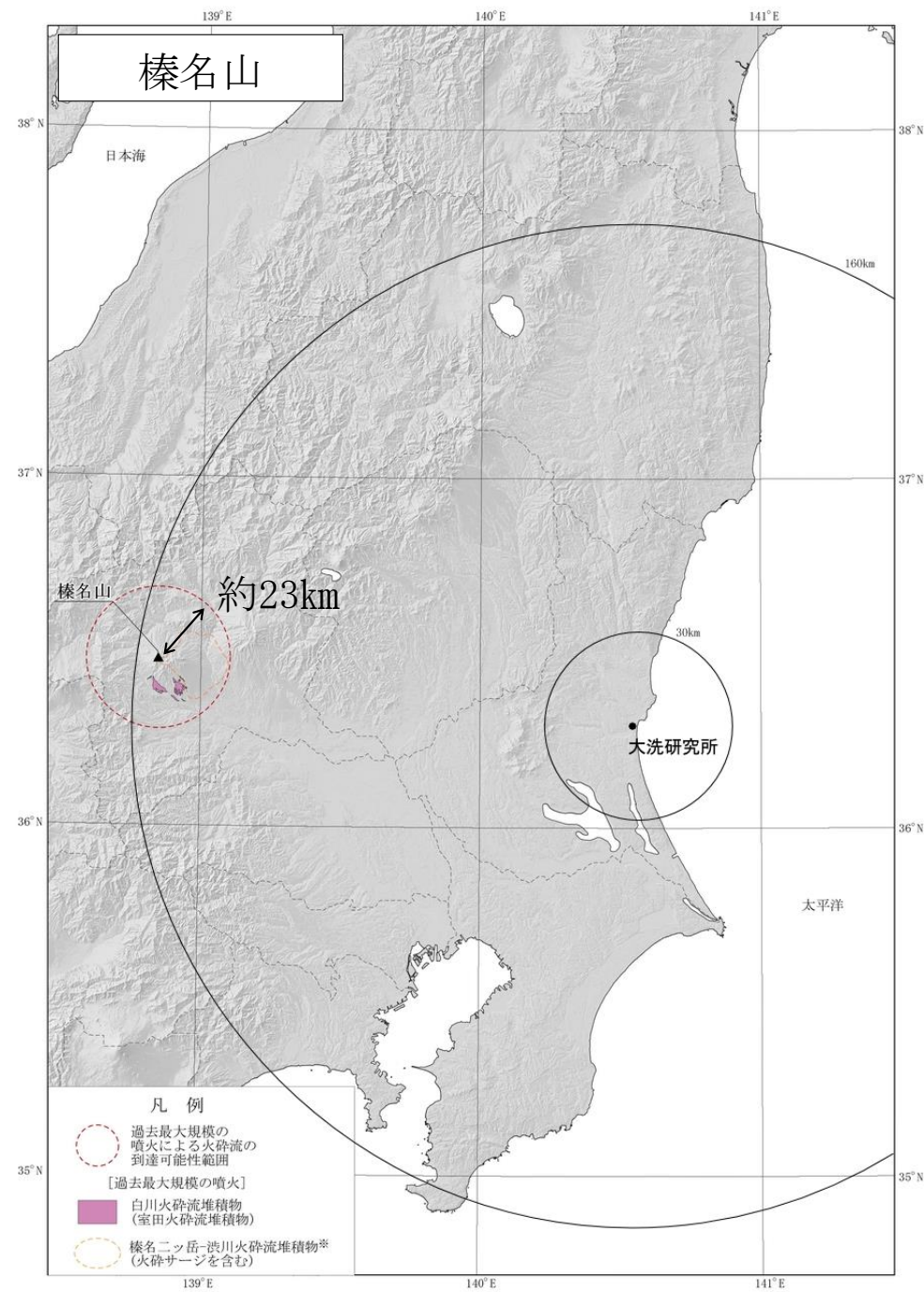
山元 (2011) ⁽⁸⁷⁾, 山元・須藤(1996) ⁽⁸⁸⁾, 小荒井他(1995) ⁽⁸⁹⁾ に基づき作成
 ※葉山1火砕流は過去最大規模の噴火ではないが、到達距離としては最大であるため併記した

山元 (2011) ⁽⁸⁸⁾, 山元・須藤(1996) ⁽⁸⁹⁾, 小荒井他(1995) ⁽⁹⁰⁾ に基づき作成
 ※葉山1火砕流は過去最大規模の噴火ではないが、到達距離としては最大であるため併記した

第 8.3.2 図(7) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (磐梯山)

第 8.3.2 図(7) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (磐梯山)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

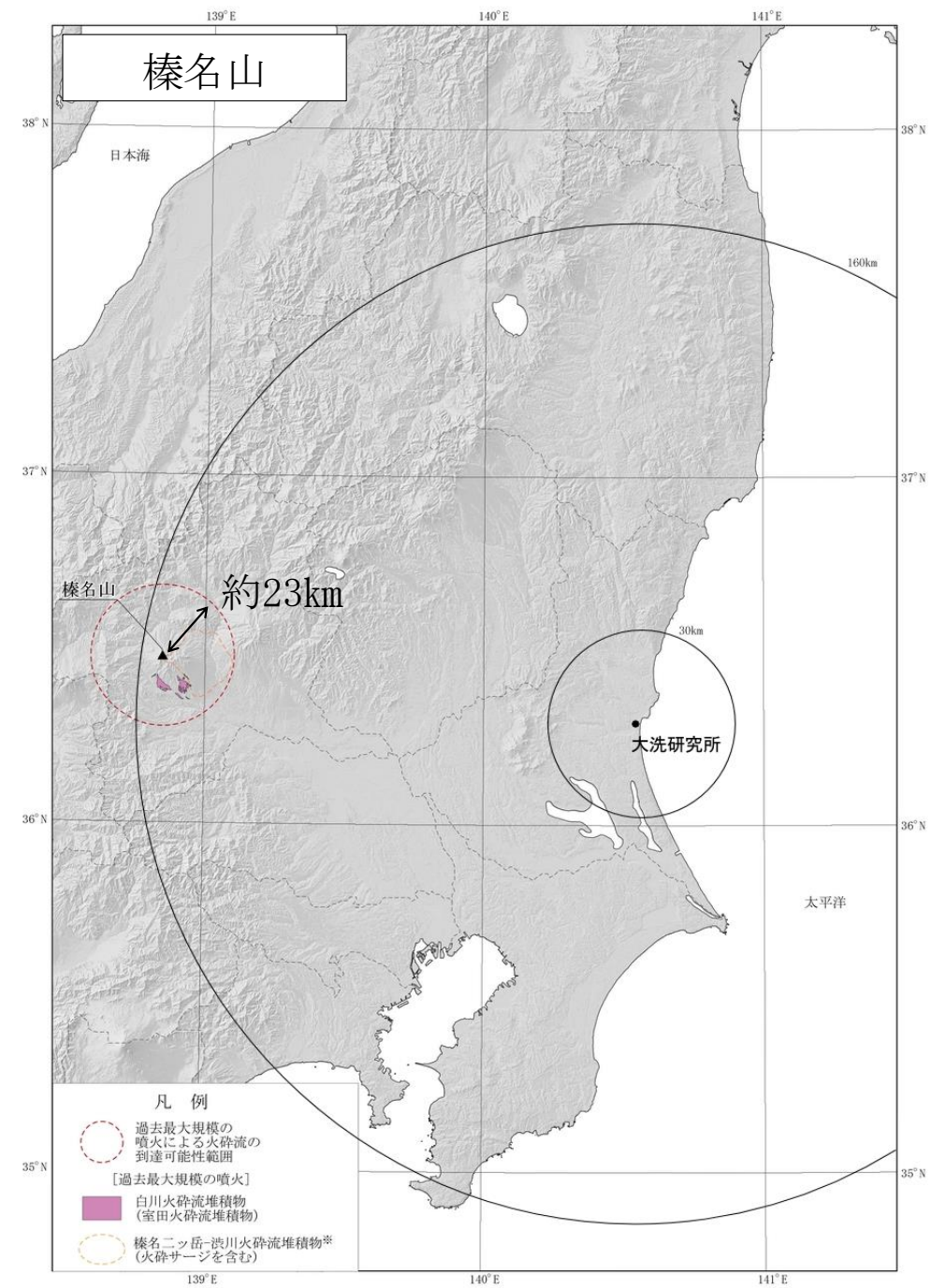


大森編(1986)⁽²³⁾，早田(1989)⁽⁹⁰⁾に基づき作成
 ※榛名ニッ岳-渋川火砕流堆積物 (火砕サージを含む) は過去最大規模の噴火ではないが、到達距離としては最大であるため併記した

第 8. 3. 2 図(8) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (榛名山)

第 8. 3. 2 図(9) (省略)

変更後



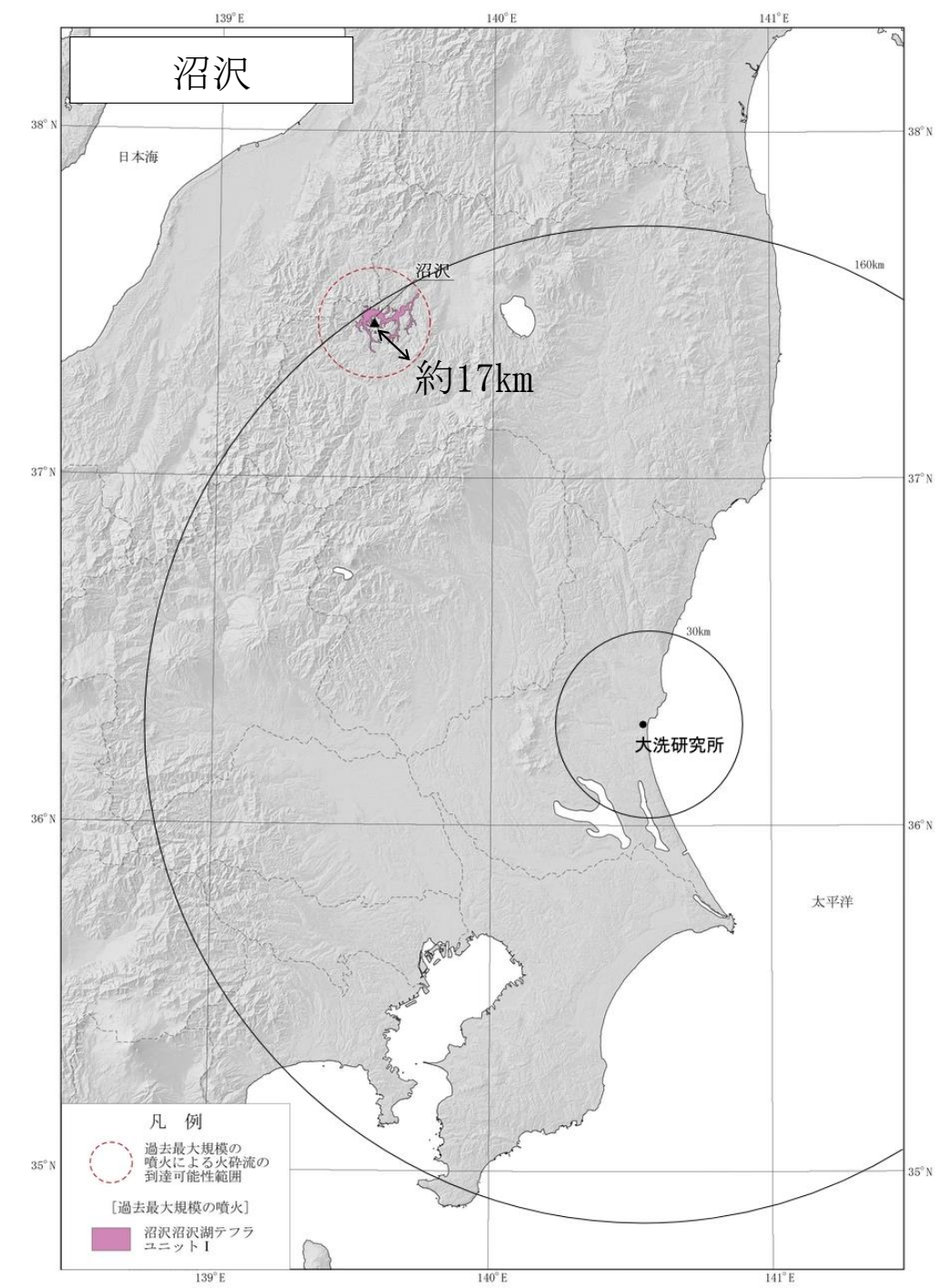
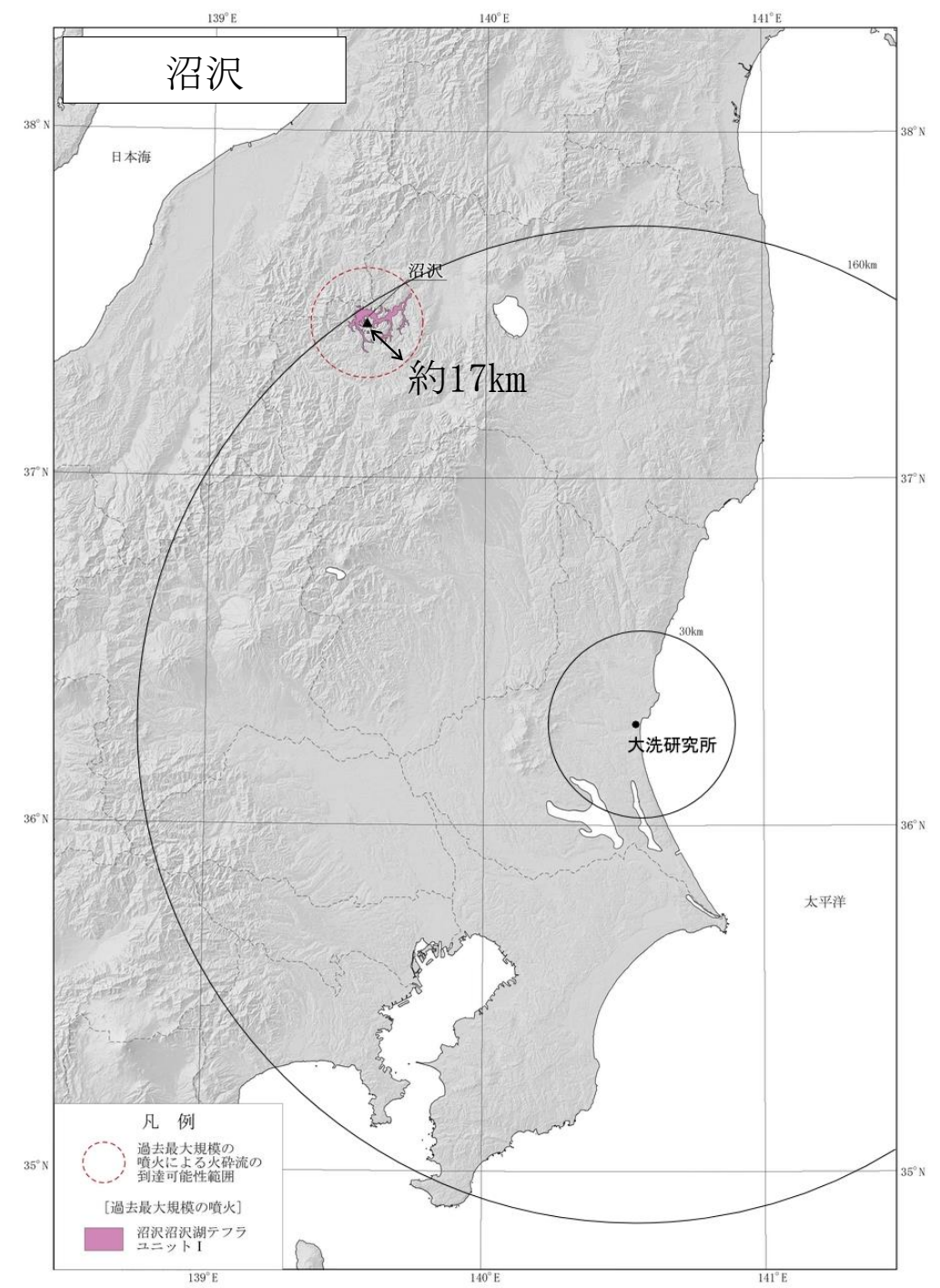
大森編(1986)⁽²³⁾，早田(1989)⁽⁹¹⁾に基づき作成
 ※榛名ニッ岳-渋川火砕流堆積物 (火砕サージを含む) は過去最大規模の噴火ではないが、到達距離としては最大であるため併記した

第 8. 3. 2 図(8) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (榛名山)

第 8. 3. 2 図(9) (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



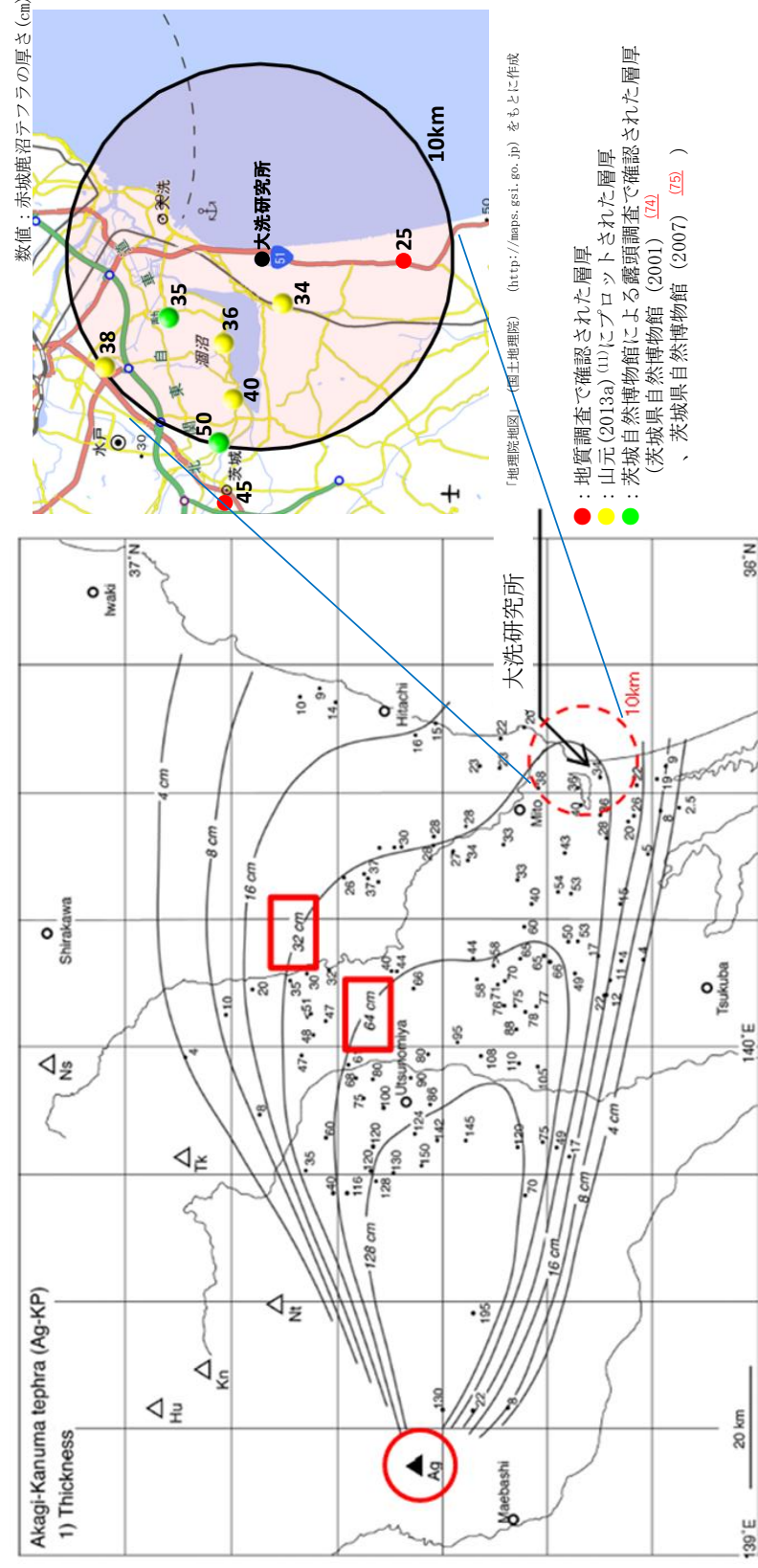
山元(2003)⁽⁴⁸⁾, 山元・長谷部(2014)⁽⁹¹⁾に基づき作成

山元(2003)⁽⁴⁸⁾, 山元・長谷部(2014)⁽⁹²⁾に基づき作成

第 8.3.2 図(10) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (沼沢)

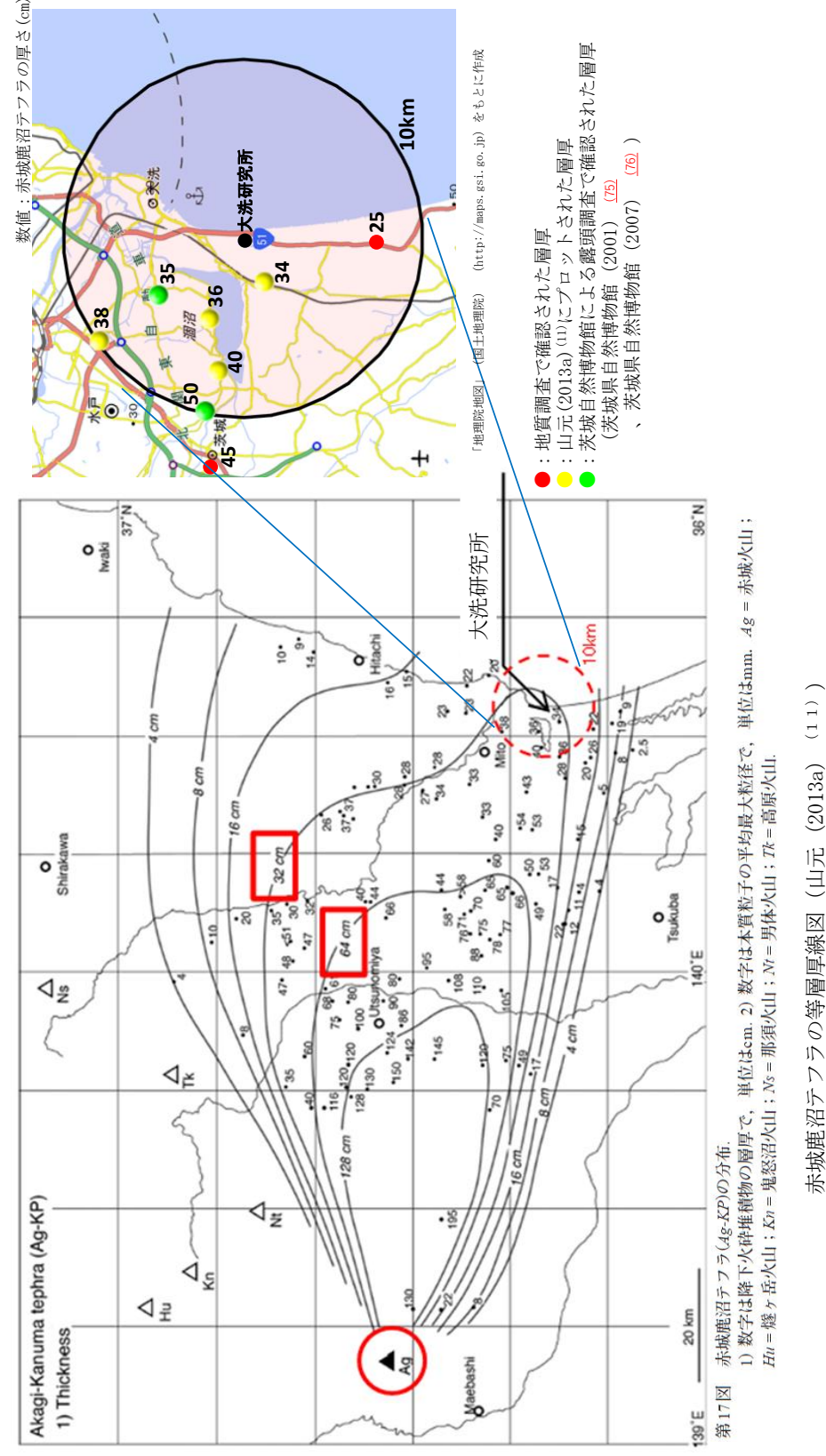
第 8.3.2 図(10) 火砕物密度流の到達可能性範囲 (沼沢)

第 8. 4. 1 図 (省略)



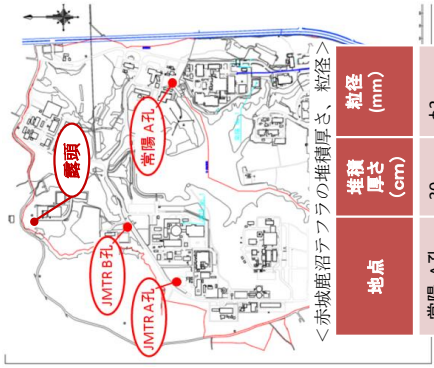
第 8. 4. 2 図 敷地周辺の赤城鹿沼テフラの層厚分布 布

第 8. 4. 1 図 (変更なし)



第 8. 4. 2 図 敷地周辺の赤城鹿沼テフラの層厚分布 布

敷地内ボーリング調査結果



地点	堆積層厚さ (cm)	粒径 (mm)
常陽 A孔	30	φ2
JMTR A孔	25	φ2~5
JMTR B孔	30	φ2~5

<赤城鹿沼テフラの堆積厚さ、粒径>

標尺	標高	層厚	柱状図	土質区分	色	相対密度	相対密実度	記	孔内水位	測定月日	標準貫入試験	値
1	33.84	0.30	2.10	軽石	暗茶褐色			表層部、草根混入、φ30mm程度の重中粒少量混入、粘性弱い、含水少量、若干スコリアを混入	2.15	10/23/15	1	1
2	33.84	0.30	2.10	軽石	黄褐色			φ2~5mm程度で、指圧により容易に潰れる均質、全体的に粘土質となる	2.45	10/23/15	2	4
3	32.09	1.15	3.25	ローム	暗茶褐色			φ2.5mm付近、砂分多量に混入	3.48	10/23/15	3	5

敷地内の露頭



テフラ分析結果

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 1.706-1.711	1.670-1.680
Ag-KP (町田・新井 (2011), (53))	Ho, Opx, (Cpx) 1.707-1.710	1.671-1.678

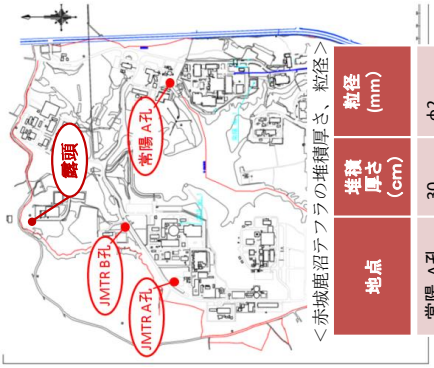
Ho: 普通角閃石
Opx: 斜方輝石
Cpx: 単斜輝石
※含有量が多いものから順に記載 () 内は含有量が僅少ななもの

地表から約95cmの深度にAg-KPが認められ、上面は凹凸を示すが、基底面は比較的水平で平滑な状態で堆積している。

平均層厚約3.2m (上位10層の平均)

第 8. 4. 3 図 (1) 敷地内の赤城鹿沼テフラの層厚

敷地内ボーリング調査結果



地点	堆積層厚さ (cm)	粒径 (mm)
常陽 A孔	30	φ2
JMTR A孔	25	φ2~5
JMTR B孔	30	φ2~5

<赤城鹿沼テフラの堆積厚さ、粒径>

標尺	標高	層厚	柱状図	土質区分	色	相対密度	相対密実度	記	孔内水位	測定月日	標準貫入試験	値
1	33.84	0.30	2.10	軽石	暗茶褐色			表層部、草根混入、φ30mm程度の重中粒少量混入、粘性弱い、含水少量、若干スコリアを混入	2.15	10/23/15	1	1
2	33.84	0.30	2.10	軽石	黄褐色			φ2~5mm程度で、指圧により容易に潰れる均質、全体的に粘土質となる	2.45	10/23/15	2	4
3	32.09	1.15	3.25	ローム	暗茶褐色			φ2.5mm付近、砂分多量に混入	3.48	10/23/15	3	5

敷地内の露頭



テフラ分析結果

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 1.706-1.711	1.670-1.680
Ag-KP (町田・新井 (2011), (53))	Ho, Opx, (Cpx) 1.707-1.710	1.671-1.678

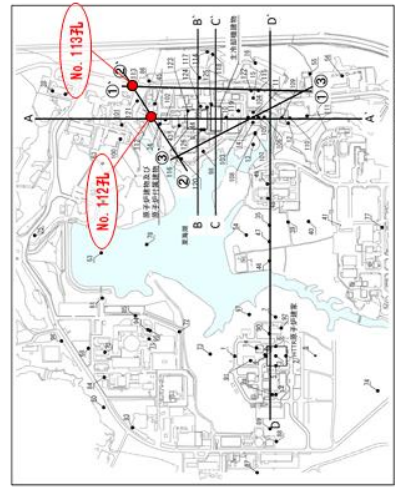
Ho: 普通角閃石
Opx: 斜方輝石
Cpx: 単斜輝石
※含有量が多いものから順に記載 () 内は含有量が僅少ななもの

地表から約95cmの深度にAg-KPが認められ、上面は凹凸を示すが、基底面は比較的水平で平滑な状態で堆積している。

平均層厚約3.2m (上位10層の平均)

第 8. 4. 3 図 (1) 敷地内の赤城鹿沼テフラの層厚

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)



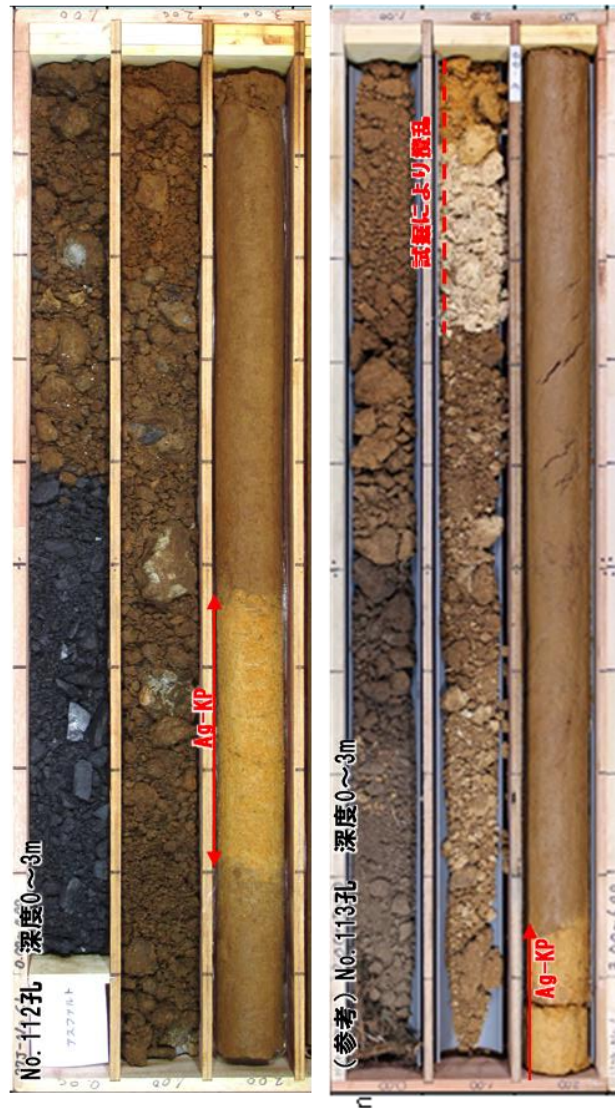
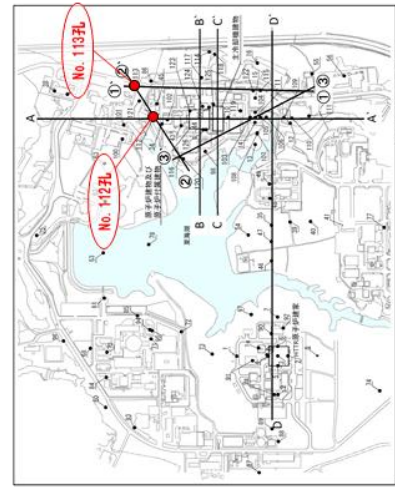
テフラ分析結果

	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. 113孔)	軽石型	1.502-1.505	Gho, 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 Gho: 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) 敷地内の赤城鹿沼沼テフラの層厚

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. 113孔)	軽石型	1.502-1.505	Gho, 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

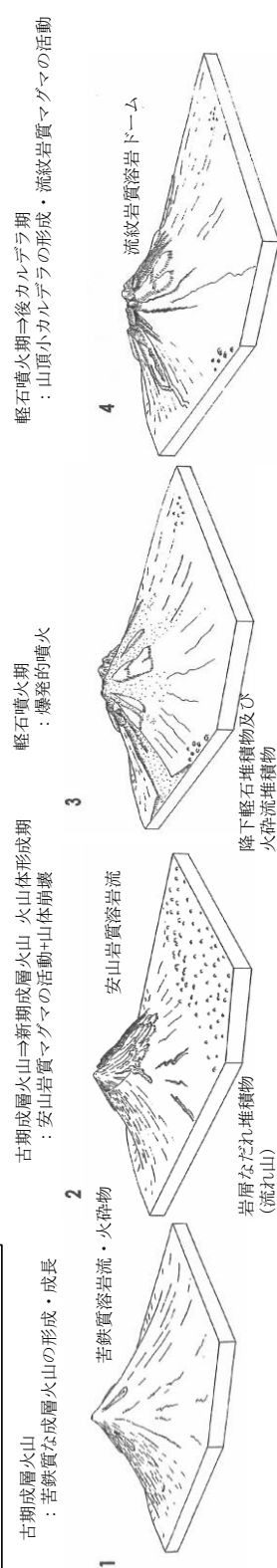
Ho: 普通角閃石 Gho: 緑色普通角閃石 Opx: 斜方輝石
Cpx: 単斜輝石 ※含有量が多いものから順に記載
()内は含有量が僅少ななもの

第 8. 4. 3 図 (2) 敷地内の赤城鹿沼沼テフラの層厚

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

活動期	古期成層火山		新期成層火山	
	火山体形成期	後カルデラ期 (中央火口丘形成期)	火山体形成期	後カルデラ期 (中央火口丘形成期)
活動期間	50万年前～22万年前	22万年前	22万年前～15万年前	15万年前～4.4万年前
マグマ噴出量	約46 DRE km ³ (第四紀火山カタログ委員会編 (1999) (50) を引用し算出)	—	20 DRE km ³	約8 DRE km ³ (カルデラ形成時期(約6万年前の大部分軽石流 噴火)を採んでマグマ噴出量が急増)
山体形成様式	成層火山の形成・成長	山体崩壊	成層火山体の再生	火山麓扇状地の拡大、 山頂カルデラの形成
主な噴火様式	溶岩・火砕物の噴出 (水蒸気 噴火に 起因)	—	溶岩・火砕物の噴出	プリニー式噴火 (降下軽石、火砕流)
主な噴出物	荒山溶岩、 利平茶屋溶岩、 沼尾川溶岩 等	梨木岩屑 なだれ	下田沢泥流、 花見ヶ原下火砕流、 樹形山溶岩 等	大胡軽石流・赤城水沼1降下軽石、 棚下軽石流・赤城水沼8降下軽石 等
マグマ組成	玄武岩～デイサイト	—	安山岩 一部デイサイト	安山岩～デイサイト

赤城山の火山発達史の概念図



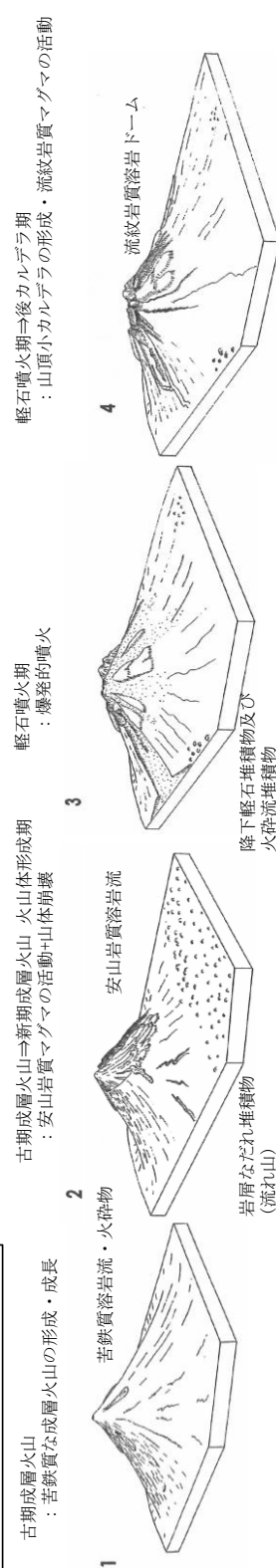
活動期整理表は山元(2016)⁽³²⁾、高橋他(2012)⁽²⁸⁾、発達モデル図は守屋(1979)⁽¹⁷⁾に基づき作成

第 8. 4. 4 図(1) 赤城山の火山発達史の整理

変更後

活動期	古期成層火山		新期成層火山	
	火山体形成期	後カルデラ期 (中央火口丘形成期)	火山体形成期	後カルデラ期 (中央火口丘形成期)
活動期間	50万年前～22万年前	22万年前	22万年前～15万年前	15万年前～4.4万年前
マグマ噴出量	約46 DRE km ³ (第四紀火山カタログ委員会編 (1999) (50) を引用し算出)	—	20 DRE km ³	約8 DRE km ³ (カルデラ形成時期(約6万年前の大部分軽石流 噴火)を採んでマグマ噴出量が急増)
山体形成様式	成層火山の形成・成長	山体崩壊	成層火山体の再生	火山麓扇状地の拡大、 山頂カルデラの形成
主な噴火様式	溶岩・火砕物の噴出 (水蒸気 噴火に 起因)	—	溶岩・火砕物の噴出	プリニー式噴火 (降下軽石、火砕流)
主な噴出物	荒山溶岩、 利平茶屋溶岩、 沼尾川溶岩 等	梨木岩屑 なだれ	下田沢泥流、 花見ヶ原下火砕流、 樹形山溶岩 等	大胡軽石流・赤城水沼1降下軽石、 棚下軽石流・赤城水沼8降下軽石 等
マグマ組成	玄武岩～デイサイト	—	安山岩 一部デイサイト	安山岩～デイサイト

赤城山の火山発達史の概念図



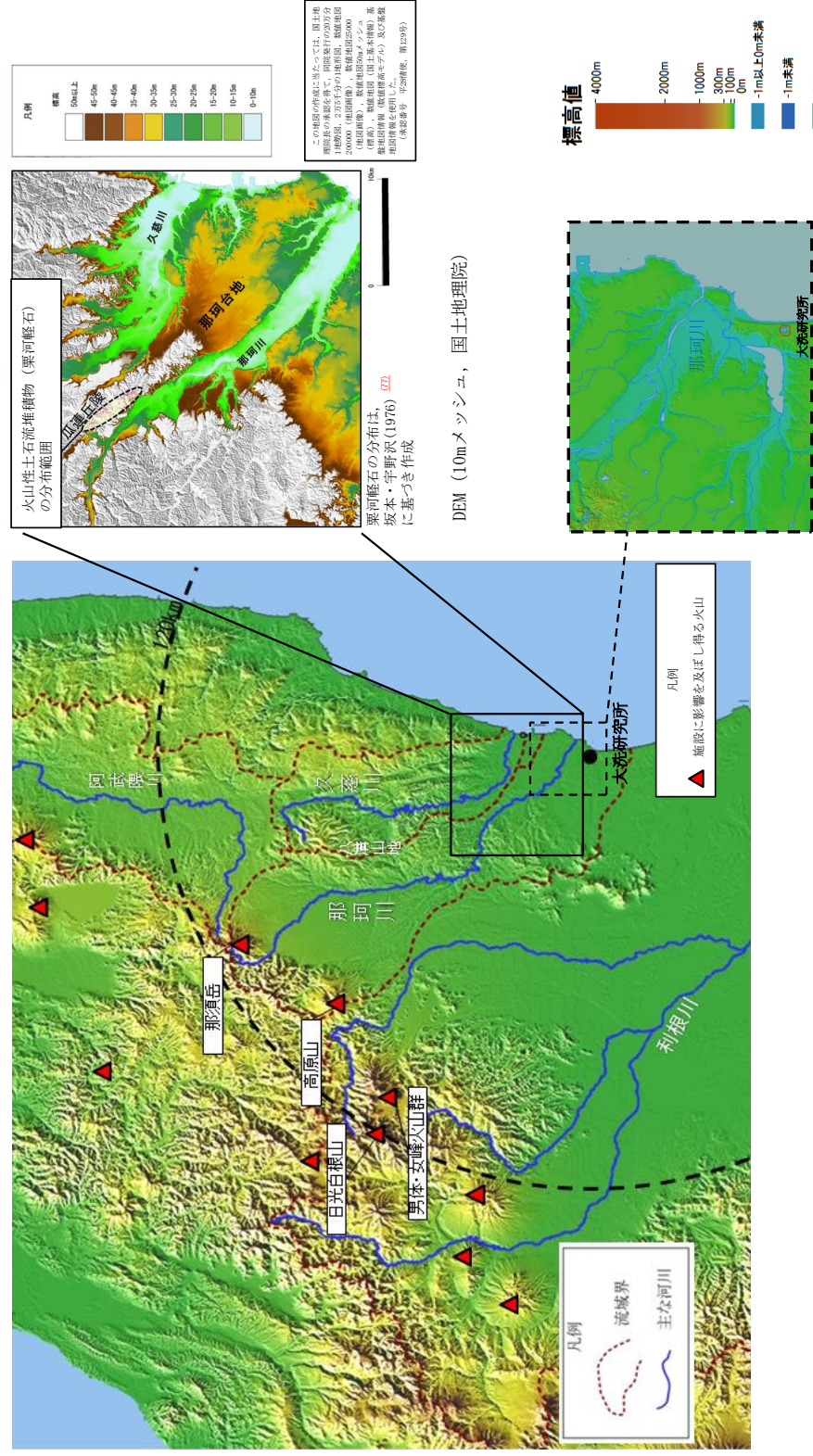
活動期整理表は山元(2016)⁽³²⁾、高橋他(2012)⁽²⁸⁾、発達モデル図は守屋(1979)⁽¹⁷⁾に基づき作成

第 8. 4. 4 図(1) 赤城山の火山発達史の整理

第 8. 4. 4 図(2) ～ 第 8. 4. 7 図 (省略)

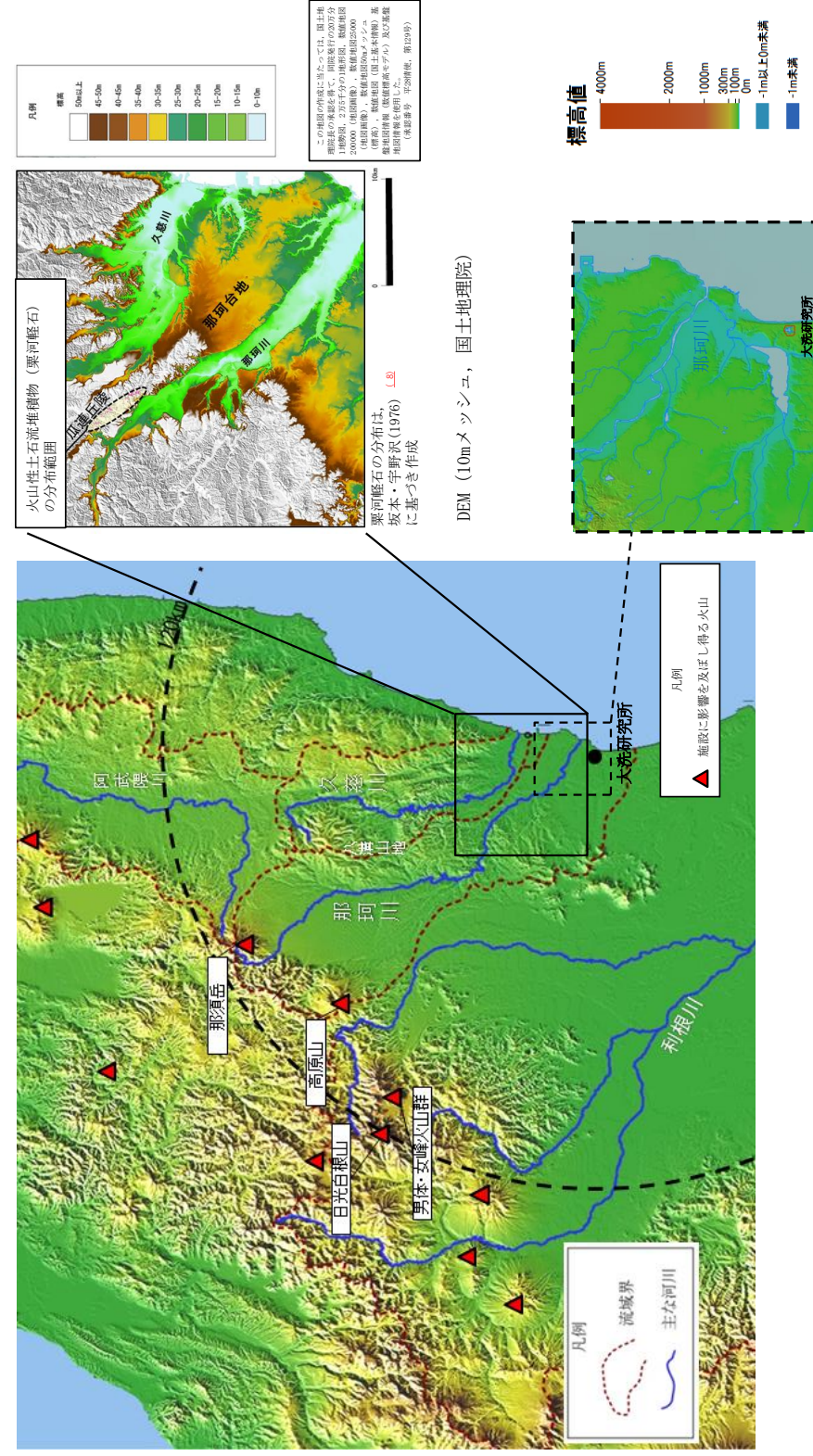
第 8. 4. 4 図(2) ～ 第 8. 4. 7 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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. 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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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)</p> <p>(省略)</p> <p>(2) 安全施設は、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、その機能が期待されているものについて、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。</p> <p>(3) ～ (5)</p> <p>(省略)</p> <p>(6) 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、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ものとし、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つては、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。安全施設へ電力を供給するために使用する保安電源設備は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止できるものとする。</p> <p>(7) ～ (10)</p> <p>(省略)</p> <p>1.1.2 ～ 1.1.6 (省略)</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)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(2) 安全施設は、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、その機能が期待されているものについて、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、<u>材料の疲労や劣化等を考慮しても、十分な余裕をもって</u>、その機能を発揮することができるように設計する。</p> <p>(3) ～ (5)</p> <p>(変更なし)</p> <p>(6) 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、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ものとし、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つては、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。安全施設へ電力を供給するために使用する保安電源設備は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止できるものとする。</p> <p><u>外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p>(7) ～ (10)</p> <p>(変更なし)</p> <p>1.1.2 ～ 1.1.6 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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とともに、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止できるものとする。</p> <p>(1) ～ (3) (省略)</p> <p>1.1.8 ～ 1.1.9 (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 <u>(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を含む。)</u> 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とともに、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止できるものとする。</p> <p>(1) ～ (3) (変更なし)</p> <p>1.1.8 ～ 1.1.9 (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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1.3 耐震設計</p> <p>1.3.1～1.3.3 (省略)</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 (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) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物については、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基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>(ii) Sクラスの建物・構築物については、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を組み合わせる。</p> <p>(iii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、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静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び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基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>(ii) Sクラスの機器・配管系については、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を組み合わせる。</p> <p>(iii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、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と静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項 (省略)</p> <p>1.3.4.4 (省略)</p> <p>1.3.4.5 設計における留意事項</p> <p>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。</p>	<p>1.3 耐震設計</p> <p>1.3.1～1.3.3 (変更なし)</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 (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) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物については、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基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>(ii) Sクラスの建物・構築物については、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を組み合わせる。</p> <p>(iii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、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静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。<u>この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において弾性設計用地震動に1/2を乗じたものを適用する。</u></p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び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基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>(ii) Sクラスの機器・配管系については、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を組み合わせる。</p> <p>(iii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、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と静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。<u>この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において弾性設計用地震動に1/2を乗じたものを適用する。</u></p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項 (変更なし)</p> <p>1.3.4.4 (変更なし)</p> <p>1.3.4.5 設計における留意事項</p> <p>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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>1.3.5～1.3.6 (省略)</p> <p>第1.3.1表 (省略) 第1.3.1図～第1.3.4図 (省略)</p> <p>1.4 耐津波設計 (省略)</p>	<p>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、<u>少なくとも</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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>1.3.5～1.3.6 (変更なし)</p> <p>第1.3.1表 (変更なし) 第1.3.1図～第1.3.4図 (変更なし)</p> <p>1.4 耐津波設計 (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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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 (省略)</p> <p>1.5.2 火災防護対象機器 (省略)</p> <p>(1) ~ (2) (省略)</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。) 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 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>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<u>考慮</u>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<u>考慮</u>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<u>考慮</u>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<u>ことを基本とする</u>。</p> <p>なお、ここで火災防護基準に<u>基づく</u>対策を適用しなかった<u>構築物、系統及び機器</u>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。</p> <p>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。 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。 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。 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。</p> <p>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。</p> <p>1.5.3 火災区域及び火災区画の設定 (省略)</p>	<p>1.5 火災による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.5.1 (変更なし)</p> <p>1.5.2 火災防護対象機器 (変更なし)</p> <p>(1) ~ (2) (変更なし)</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。) 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 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>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等の配置、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<u>講</u>じ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<u>講</u>じることを基本とし、<u>加えて</u>、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」<u>又は</u>「火災の影響軽減」を<u>講</u>じる。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。</p> <p>なお、ここで火災防護基準に<u>よる</u>対策を適用しなかった<u>火災防護対象機器等</u>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。</p> <p>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。 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。 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。 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。</p> <p>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。</p> <p>1.5.3 火災区域及び火災区画の設定 (変更なし)</p>

1.5.4 ナトリウム燃焼に対する火災防護対策

1.5.4.1 (省略)

1.5.4.2 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

設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、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ができるように、以下のとおり設計する。

(1) ナトリウム漏えいの検知

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。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配管及び機器（主冷却器及び補助冷却器を除く。）には、通電式のナトリウム漏えい検出器を設ける。主冷却器及び補助冷却器については、主冷却器及び補助冷却器の構造に鑑み、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。

なお、原子炉冷却材バウンダリにあつては、二重構造を有しており、ナトリウム漏えい検出器を二重構造の間隙部に設置するため、原子炉冷却材バウンダリの破損に伴うナトリウム漏えいは、当該ナトリウムが二重構造の外に漏えいすることなく検知される。

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たものとする。ナトリウム漏えい検出器は、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。

1.5.4 ナトリウム燃焼に対する火災防護対策

1.5.4.1 (変更なし)

1.5.4.2 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

設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、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ができるように、以下のとおり設計する。

(1) ナトリウム漏えいの検知

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。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配管及び機器（主冷却器及び補助冷却器を除く。）には、通電式のナトリウム漏えい検出器を設ける。主冷却器及び補助冷却器については、主冷却器及び補助冷却器の構造に鑑み、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。

なお、原子炉冷却材バウンダリにあつては、二重構造を有しており、ナトリウム漏えい検出器を二重構造の間隙部に設置するため、原子炉冷却材バウンダリの破損に伴うナトリウム漏えいは、当該ナトリウムが二重構造の外に漏えいすることなく検知される。

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たものとする。ナトリウム漏えい検出器は、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。

ナトリウム漏えい検出器は、想定される自然現象によっても、ナトリウム漏えい検出器の機能、性能が維持できるものとする。

原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。

津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、ナトリウム漏えい検出器の機能、性能に影響を及ぼすことはない。

生物学的事象のうち、微生物の影響については、ナトリウム漏えい検出器の機能、性能に影響を及ぼす自然現象ではない。

降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災について、ナトリウム漏えい検出器は、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。

生物学的事象のうち、小動物の影響について、ナトリウム漏えい検出器は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止するものとする。

落雷について、ナトリウム漏えい検出器は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように「1.5.5.1(7)」に示すとおり、避雷設備を設けるものとする。

地震について、ナトリウム漏えい検出器は、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を基本とする。ただし、ナトリウム漏えい検出器の構造上、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とすることが困難な場合は、地震により、ナトリウム漏えい検出器に異常が生じた場合に、当該異常を検知して復旧す

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>なお、2次冷却材を内包する配管又は機器が設置される場所（格納容器（床下）を除く。）には、監視用 ITV を設置し、中央制御室のモニタにより、<u>その</u>状況を確認できるものとする。</p> <p>(2) (省略)</p> <p>(3) ナトリウム燃焼の消火</p> <p>ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。</p> <p>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（防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等）を設置する。</p> <p>なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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配置する。</p> <p>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具について、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの資機材の使用に係る習熟度の向上を図る。</p> <p>(i) (省略)</p> <p>(ii) 特殊化学消火剤を装填した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、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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> <p>b. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、<u>風水害</u>に対して、性能が著しく阻害されないように<u>屋内</u>に設置する。</p>	<p><u>ることにより、ナトリウム漏えい検出器の機能を維持するものとする。</u></p> <p>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。</p> <p>なお、2次冷却材を内包する配管又は機器が設置される場所（格納容器（床下）を除く。）には、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。</p> <p>(2) (変更なし)</p> <p>(3) ナトリウム燃焼の消火</p> <p>ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。</p> <p>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（防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等）を設置する。</p> <p>なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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配置する。</p> <p><u>現場操作が必要となる場所については、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>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具について、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの資機材の使用に係る習熟度の向上を図る。</p> <p>(i) (変更なし)</p> <p>(ii) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の自然現象に対する機能、性能の維持</p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、想定される自然現象によっても、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の機能、性能が維持できるものとする。原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。</u></p> <p><u>津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の機能、性能に影響を及ぼすことはない。</u></p> <p><u>落雷、生物学的事象のうち、微生物の影響については、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の機能、性能に影響を及ぼす自然現象ではない。</u></p> <p><u>地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災については、以下のとおり設計する。</u></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、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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> <p>b. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、<u>降水、風（台風）、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災</u>に対して、性能が著しく阻害されないように<u>建物内</u>に設置する。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p><u>c.</u> 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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。</p> <p>なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、屋外と連結する消火配管を有しないため、地盤変異対策を必要としない。</p> <p>(iii) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、転倒・落下し破損しないように転倒防止措置を講じる。</p> <p>また、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、<u>誤作動又は誤操作</u>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。</p> <p>(4) ナトリウム燃焼と一般火災の識別</p> <p>ナトリウム燃焼は、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損し、ナトリウムが漏えいした場合に空気雰囲気下において生じるものであり、一般火災を起因にナトリウム燃焼が生じるおそれはないことから、ナトリウム燃焼と一般火災の識別は、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の有無、ナトリウムエアロゾル特有の刺激臭の有無等により行う。</p> <p>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ものの、ABC消火器と比べて放射距離が短い。このため、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おいて、一般火災のみが生じていることが確認できた場合には、ABC消火器を使用する。</p> <p>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、油やケーブル等の可燃性物質の量を少なく管理するか、ナトリウム燃焼に伴い可燃性物質に延焼しないように距離を確保することを基本とし、ナトリウム燃焼に伴い多量の可燃性物質に延焼するおそれがある場合には、当該可燃性物質を<u>金属板等</u>で覆い延焼を防止する。</p> <p>1.5.4.3 ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、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。</p> <p>(1) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制 (省略)</p>	<p><u>c.</u> 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、<u>生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように定期的に外形を点検する。</u></p> <p><u>d.</u> 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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。</p> <p>なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、屋外と連結する消火配管を有しないため、地盤変異対策を必要としない。</p> <p>(iii) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器が破損した場合には、電気機器へ悪影響を及ぼすおそれがあることから、</u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、転倒・落下し破損<u>又は誤作動</u>しないように転倒防止措置を講じる。</p> <p>また、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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。</p> <p><u>(iv) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器に対する二次的影響の考慮</u></p> <p><u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体等による二次的影響も考慮して、火災区画内に分散して設置する。また、万一、当該火災区画内の特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器が使用できない場合には、当該火災区画と異なる場所から特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を持参できるように特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する。</u></p> <p>(4) ナトリウム燃焼と一般火災の識別</p> <p>ナトリウム燃焼は、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損し、ナトリウムが漏えいした場合に空気雰囲気下において生じるものであり、一般火災を起因にナトリウム燃焼が生じるおそれはないことから、ナトリウム燃焼と一般火災の識別は、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の有無、ナトリウムエアロゾル特有の刺激臭の有無等により行う。</p> <p>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ものの、ABC消火器と比べて放射距離が短い。このため、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おいて、一般火災のみが生じていることが確認できた場合には、ABC消火器を使用する。</p> <p>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、油やケーブル等の可燃性物質の量を少なく管理するか、ナトリウム燃焼に伴い可燃性物質に延焼しないように距離を確保することを基本とし、ナトリウム燃焼に伴い可燃性物質に延焼するおそれがある場合 (<u>可燃性物質の量が少なく影響が小さい場合を除く。)</u>には、当該可燃性物質を<u>耐火能力を有する隔壁</u>で覆い延焼を防止する。</p> <p>1.5.4.3 ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、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。</p> <p>(1) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(2) ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>(i) 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。</p> <p>(ii) ～ (v) (省略)</p> <p>(3) ナトリウムと構造材との反応防止 (省略)</p> <p>1.5.4.4 ナトリウム燃焼の影響評価</p> <p>設計基準において想定されるナトリウム燃焼に対して、ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量及び漏えいしたナトリウムの燃焼による影響を以下により評価する。</p> <p>(i) 一系統の単一の配管の破損 (他の系統及び機器は健全なものと仮定) を想定する。なお、二重構造を有する配管及び機器については、内管の破損により漏えいしたナトリウムは外管により保持されることを踏まえて評価する。原子炉運転中、窒素雰囲気で維持する格納容器 (床下) に設置する配管又は機器が破損した場合については、ナトリウム燃焼を抑制できるため、格納容器 (床下) を空気雰囲気へ置換した場合の影響を評価する。</p> <p>(ii) 配管直径の 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漏えいを想定する。</p> <p>(iii) ナトリウム漏えい量の評価に当たっては、漏えい停止機能 (緊急ドレン) による漏えい停止までの漏えい継続時間を考慮する。</p> <p>(iv) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、以下の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。</p> <p>a. 火災区画の境界を構成する構造材 (コンクリート) の温度が許容値を満足し、隣接する火災区画に設置している健全な系統の機能を喪失させないこと。</p> <p>b. ナトリウム燃焼に伴い発生する水素が蓄積・燃焼に至らないこと。</p> <p>c. 鋼製のライナ又は受樋が腐食により損傷し、ナトリウムと構造材 (コンクリート) との反応が生じないこと。</p> <p>(v) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼に伴う一般火災との重量を考慮するものとし、ナトリウム燃焼に伴い延焼するおそれがある可燃性物質が同時に燃焼するものとして評価を行い、(iv) の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。</p>	<p>(2) ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>(i) 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 <u>(原子炉運転中に窒素雰囲気で維持する格納容器 (床下) を除く。)</u> 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。</p> <p>(ii) ～ (v) (変更なし)</p> <p>(3) ナトリウムと構造材との反応防止 (変更なし)</p> <p>1.5.4.4 ナトリウム燃焼の影響評価</p> <p>設計基準において想定されるナトリウム燃焼に対して、ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量及び漏えいしたナトリウムの燃焼による影響を以下により評価する。</p> <p>(i) 一系統の単一の配管の破損 (他の系統及び機器は健全なものと仮定) を想定する。なお、二重構造を有する配管及び機器については、内管の破損により漏えいしたナトリウムは外管により保持されることを踏まえて評価する。原子炉運転中、窒素雰囲気で維持する格納容器 (床下) に設置する配管又は機器が破損した場合については、ナトリウム燃焼を抑制できるため、格納容器 (床下) を空気雰囲気へ置換した場合の影響を評価する。</p> <p>(ii) 配管直径の 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漏えいを想定する。</p> <p>(iii) ナトリウム漏えい量の評価に当たっては、漏えい停止機能 (緊急ドレン) による漏えい停止までの漏えい継続時間を考慮する。</p> <p><u>(iv) 漏えいしたナトリウムが鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウム溜に導かれることを考慮する。</u></p> <p><u>(v) ナトリウム燃焼に伴い火災区画内の酸素濃度が低下してナトリウム燃焼が抑制されることを考慮する。</u></p> <p>(vi) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、以下の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。</p> <p>a. 火災区画の境界を構成する構造材 (コンクリート) の温度が許容値を満足し、隣接する火災区画に設置している健全な系統の機能を喪失させないこと。</p> <p>b. ナトリウム燃焼に伴い発生する水素が蓄積・燃焼に至らないこと。</p> <p>c. 鋼製のライナ又は受樋が腐食により損傷し、ナトリウムと構造材 (コンクリート) との反応が生じないこと。</p> <p>(vii) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼に伴う一般火災との重量を考慮するものとし、ナトリウム燃焼に伴い延焼するおそれがある可燃性物質が同時に燃焼するものとして評価を行い、(vi) の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。<u>火災区画内でのナトリウム燃焼量は、想定されるナトリウム漏えい量に対して、漏えいしたナトリウムが鋼製の床ライナ又は受樋を介してナトリウム溜に導かれること、ナトリウム燃焼に伴い火災区画内の酸素濃度が低下してナトリウム燃焼が抑制されることを考慮する。</u></p>

1.5.5 一般火災に対する火災防護対策

1.5.5.1 一般火災の発生防止

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。

(1) 発火性又は引火性物質への対策

(省略)

(i) ~ (ii) (省略)

(iii) 換気

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。

(iv) 防爆

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。

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。

(v) (省略)

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉への対策

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。

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。

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。

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。

(3) 発火源への対策

1.5.5 一般火災に対する火災防護対策

1.5.5.1 一般火災の発生防止

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。

(1) 発火性又は引火性物質への対策

(変更なし)

(i) ~ (ii) (変更なし)

(iii) 換気

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^{について}、^{建物内}は、空調換気設備による機械換気を、^{建物外}については、自然換気を行うものとする。

(iv) 防爆

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^(ガス蒸気防爆 2006 又は国際整合技術指針 2020)」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。

ただし、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点^が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^{がない場合には}、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。

(v) (変更なし)

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉への対策

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。

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^(ガス蒸気防爆 2006 又は国際整合技術指針 2020)」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。

ただし、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点^が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^{がない場合には}、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。

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。

(3) 発火源への対策

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する<u>等</u>の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。</p> <p>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。</p> <p>(4) 水素漏えいへの対策</p> <p>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<u>生</u>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。</p> <p>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のものとする。</p> <p>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生<u>報</u>するものとする。</p> <p>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<u>2%</u>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。</p> <p>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。</p> <p>(5) (省略)</p> <p>(6) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>(省略)</p> <p>(i) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用</p> <p>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、金属に覆われた狭隘部に設置し直接火炎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。</p> <p>(ii) ~ (v) (省略)</p> <p>(vi) 建物内装材に対する不燃性材料の使用</p> <p>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<u>、</u>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</p>	<p>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を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する<u>など</u>の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。</p> <p>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。</p> <p>(4) 水素漏えいへの対策</p> <p>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。</p> <p>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のものとする。</p> <p>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生するものとする。</p> <p>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<u>2%</u>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。</p> <p>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。</p> <p>(5) (変更なし)</p> <p>(6) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>(変更なし)</p> <p>(i) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用</p> <p>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、金属に覆われた狭隘部に設置し直接火炎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、<u>引火、着火等</u>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。</p> <p>(ii) ~ (v) (変更なし)</p> <p>(vi) 建物内装材に対する不燃性材料の使用</p> <p>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<u>又は</u>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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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に基づく防災性能を有するものとする。</p> <p>(7) 自然現象による火災の発生防止</p> <p>落雷による火災の発生防止対策として、<u>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>避雷設備を設ける。</p> <p>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。</p> <p>1.5.5.2 一般火災の感知及び消火</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、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。</p> <p>(1) 一般火災の感知</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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に基づく防災性能を有するものとする。</p> <p>(7) 自然現象による火災の発生防止</p> <p><u>想定される自然現象によって、原子炉施設内の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火災が発生することを防止するものとする。</u></p> <p><u>原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。</u></p> <p><u>津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、火災が発生することはない。</u></p> <p><u>降水、凍結、積雪、生物学的事象のうち、微生物の影響については、火災が発生する自然現象ではない。また、火山の影響については、火山灰等が火山から原子炉施設に到達するまでに冷却されることを考慮すると火災が発生する自然現象ではない。</u></p> <p><u>風（台風）、竜巻、森林火災については、原子炉施設内の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風（台風）、竜巻、森林火災に対して防護することにより、火災の発生を防止する。</u></p> <p><u>生物学的事象のうち、小動物の影響については、原子炉施設内の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に対して、小動物の侵入を防止することにより、火災の発生を防止する。</u></p> <p><u>落雷については、</u>落雷による火災の発生防止対策として、避雷設備を設ける。</p> <p><u>地震については、</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。</p> <p>1.5.5.2 一般火災の感知及び消火</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、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。</p> <p>(1) 一般火災の感知</p> <p>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「<u>火災感知器</u>」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。</p> <p>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<u>（以下「検定品」という。）</u>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。</p> <p>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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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<u>アナログ式の熱感知</u>カメラを設置する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(a) ～ (c) (省略)</p> <p>(d) 屋外エリア</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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」 <p>火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため、<u>熱感知</u>カメラ以外の火災感知器用</p>	<p>とし、検知装置は、監視範囲に死角がないように設置する。</p> <p>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、<u>固有の信号を発する</u>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<u>固有の信号を発する</u>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<u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>カメラを設置する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(a) ～ (c) (変更なし)</p> <p>(d) 屋外エリア</p> <p>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、<u>火災による煙や熱が周囲に拡散するため、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器による火災の感知が困難である。当該エリアには、非アナログ式の炎感知器と赤外線感知機能等を備えた監視カメラを</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全体的に監視できるように設置する。<u>検知装置である赤外線感知機能等を備えた監視カメラは、適切な温度分解能及び観測範囲を有するものを使用することで、感知器と同等の機能を確保できる。</u></p> <p>(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</p> <p>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>火災感知器を設置しない場所については、可燃性物質の管理や窒素雰囲気で維持することや作業時以外に装置電源を切るなどの対策を講じることにより、十分な保安水準を確保できるものとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 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」 <p>火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため、<u>赤外線感知機能等を備えた監視カ</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>の受信機（以下「防災監視盤」という。）及び<u>熱感知</u>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、<u>熱感知</u>カメラが作動した場合に警報を発生し、かつ、<u>熱感知</u>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。</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>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。</p> <p>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に置換した後、速やかに交換又は復旧する運用とする。</p>	<p>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<u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>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。<u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>カメラ用の受信機は、<u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>カメラが作動した場合に警報を発し、かつ、<u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>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。</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><u>火災感知設備は、想定される自然現象によっても、火災感知設備の機能、性能が維持できるものとする。</u></p> <p><u>原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。</u></p> <p><u>津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、火災感知設備の機能、性能に影響を及ぼすことはない。</u></p> <p><u>生物学的事象のうち、微生物の影響については、火災感知設備の機能、性能に影響を及ぼす自然現象ではない。</u></p> <p><u>降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災について、火災感知設備は、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。ただし、建物外に設置する火災感知器については、予備の火災感知器を確保し、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災の影響を受けた場合には、早期に取り替えを行い復旧するものとする。</u></p> <p><u>生物学的事象のうち、小動物の影響については、火災感知設備は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止するものとする。</u></p> <p><u>落雷について、火災感知設備は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように「1.5.5.1（7）」に示すとおり、避雷設備を設けるものとする。</u></p> <p><u>地震について、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の火災感知器及び当該火災感知器用の受信機は、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。</u></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>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。</p> <p>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に置換した後、速やかに交換又は復旧する運用とする。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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><u>なお</u>、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。<u>ただし、ナトリウムを取り扱わない</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、<u>バッテリー</u>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、<u>バッテリー</u>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>(2) 一般火災の消火</p> <p>原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、<u>原子炉建物、原子炉附属建物、主冷却機建物及びメンテナンス建物には</u>、水を用いた消火設備を設置しないものとする。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ついては、<u>ナトリウムを取り扱わないこと、また、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</u>を設置しないため、<u>消防法に基づく</u>屋内消火ポンプ式消火栓を設置する。</p> <p><u>原子炉建物、原子炉附属建物及び主冷却機建物において</u>、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>現場操作が必要となる場所にあつては、<u>バッテリー</u>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、<u>バッテリー</u>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><u>中央制御室から各火災区画（原子炉運転中に窒素雰囲気で維持する格納容器（床下）を除く。）には、20分未満でアクセスすることができる。</u></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、<u>可燃性物質（ケーブル等）が多く</u>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><u>火災感知器を設置しない場所のうち、原子炉建物内の「炉容器ピット」については、常時、窒素雰囲気</u>で維持する等により、火災の発生を防止し、消火に係る措置を講じなくとも、<u>十分な保安水準を確保できるものとする。原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」については、可燃性物質の量を少なく管理すること、また、設備の運転時において、作業員が監視することで、火災を感知し、随時の消火活動を行うことなどにより、十分な保安水準を確保できるものとする。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」については、設備の運転時において、作業員が監視することで、火災を感知し、随時の消火活動を行うことなどにより、十分な保安水準</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></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> <p>b. 可搬式消火器及びハロン消火設備は、<u>風水害</u>に対して、性能が著しく阻害されないように<u>屋内</u>に設置することを基本とする。ただし、可搬式消火器を<u>屋外</u>に設置する場合は、<u>風水害</u>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。</p>	<p><u>を確保できるものとする。</u></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><u>b. 中央制御室には、ABC消火器に加えて、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の電気機器を設置することから、当該電気機器へ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>c. 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設置する。</u></p> <p><u>d. 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。特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する火災区画は、可搬式消火器 (ABC消火器) を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。</u></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><u>可搬式消火器は、想定される自然現象によっても、可搬式消火器の機能、性能が維持できるものとする。</u></p> <p><u>原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風(台風)、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。</u></p> <p><u>津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、可搬式消火器の機能、性能に影響を及ぼすことはない。</u></p> <p><u>落雷、生物学的事象のうち、微生物の影響については、可搬式消火器の機能、性能に影響を及ぼす自然現象ではない。</u></p> <p><u>地震、降水、風(台風)、凍結、積雪、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災については、以下のとおり設計する。</u></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> <p>b. 可搬式消火器は、<u>降水、風(台風)、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災</u>に対して、性能が著しく阻害されないように<u>建物内</u>に設置する。可搬式消火器を<u>建物外</u>に設置する場合は、<u>降水、風(台風)、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災</u>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。</p> <p><u>c. 可搬式消火器は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように定期的に外形を点検する。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p><u>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。</p> <p>(iii) 可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p>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。</p> <p>また、可搬式消火器は、<u>誤作動又は</u>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。</p> <p>(b) 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）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。</p> <p>(i) 固定式消火設備（ハロン消火設備）の主な仕様</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 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。</p> <p>c. 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<u>以内</u>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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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。</p> <p>f. 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。</p>	<p><u>d.</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。</p> <p>(iii) 可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p>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。<u>可搬式消火器（ABC消火器）が破損した場合には、電気機器へ悪影響を及ぼすおそれがあることから</u>、可搬式消火器（ABC消火器）については、転倒・落下し破損<u>又は誤作動</u>しないように転倒防止措置を講じる。</p> <p>また、可搬式消火器は、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。</p> <p><u>(iv) 可搬式消火器に対する二次的影響の考慮</u></p> <p><u>可搬式消火器は、火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体等による二次的影響も考慮して、火災区画内に分散して設置する。また、万一、当該火災区画内の可搬式消火器が使用できない場合には、当該火災区画と異なる場所から可搬式消火器を持参できるように可搬式消火器を設置する。</u></p> <p>(b) 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）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。</p> <p>(i) 固定式消火設備（ハロン消火設備）の主な仕様</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 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。</p> <p>c. 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<u>未満</u>で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<u>（部屋の体積が小さい）</u>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<u>ため、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が近接する</u>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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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。</p> <p>f. 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。</p> <p><u>g. 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を設置する火災区画の消火を行うための固定式消火設備（ハロン消火設備）は、火災区画ごとに設置する。ただし、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を設置する火災区画に対して、1つの固</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(ii) 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</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、<u>風水害</u>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<u>ものとする</u>。</p> <p><u>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。</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><u>定式消火設備 (ハロン消火設備) で消火を行う場合には、当該固定式消火設備 (ハロン消火設備) の動的機器である選択弁及び容器弁について、単一故障を仮定しても、機能を喪失しないものとする。</u></p> <p>(ii) 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</p> <p><u>固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、想定される自然現象によっても、固定式消火設備 (ハロン消火設備) の機能、性能が維持できるものとする。</u></p> <p><u>原子炉施設において、設計上の考慮を要する自然現象としては、地震、津波、洪水、降水、風 (台風)、凍結、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、竜巻、火山の影響、森林火災を選定した。</u></p> <p><u>津波、洪水、地滑り、生物学的事象のうち、海生生物の影響については、立地的要因等により、固定式消火設備 (ハロン消火設備) の機能、性能に影響を及ぼすことはない。</u></p> <p><u>生物学的事象のうち、微生物の影響については、固定式消火設備 (ハロン消火設備) の機能、性能に影響を及ぼす自然現象ではない。</u></p> <p><u>地震、降水、風 (台風)、凍結、積雪、落雷、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災については、以下のとおり設計する。</u></p> <p>a. 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。</p> <p>b. 固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、<u>降水、風 (台風)、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災</u>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。</p> <p><u>c. 固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止する。</u></p> <p><u>d. 固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように「1.5.5.1 (7)」に示すとおり、避雷設備を設ける。</u></p> <p><u>e.</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。</p> <p>(iii) 固定式消火設備 (<u>ハロン消火設備</u>) 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><u>(iv) 固定式消火設備 (ハロン消火設備) に対する二次的影響の考慮</u></p> <p><u>固定式消火設備 (ハロン消火設備) は、火災の火炎、熱、煙等の直接的な影響又は二次的影響を考慮して、消火対象とする火災区画と異なる火災区画に固定式消火設備 (ハロン消火設備) のボンベ及び制御盤を設置する。</u></p>

1.5.5.3 一般火災の影響軽減

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。

- (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。
- (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。
 - 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。
 - 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。

1.5.5.3 一般火災の影響軽減

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。

- (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を設置する火災区域と隣接する他の火災区域との境界の耐火壁は、3時間以上の耐火能力を有するものとする。
- (2) 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。
- (3) 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。
 - 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。
 - 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20分未満で移動し、固定式消火設備（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、手動操作による固定式消火設備（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20分未満で移動し、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。
- (4) 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を同一の火災区画内に設置する格納容器（床上）の火災区画（操作床等）については、当該火災防護対象機器等の間を1時間の耐火能力を有する隔壁で分離し、かつ、当該火災区画は、可燃性物質（ケーブル等）が多く火災の等価時間が20分を超えるものの、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らないため、自動消火設備の設置に代えて、可搬式消火器（ABC消火器）による消火を行うものとする。当該消火活動に当たっては、1時間以内に消火ができるように、火災時の輻射等による影響を考慮して以下の措置を講じる。
 - ・ 消火活動を行う際には、必要に応じて、防護具（防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等）を装備する。当該防護具は、格納容器の入口に設置する。
 - ・ 格納容器には、2箇所の入口（所員用エアロックと非常用エアロック）を設置し、また、中2階には、2箇所のアクセスルートを設置し、火災の状況に応じて、アクセスルートを選定する。
 - ・ 火元から離れた位置で消火活動が行えるよう、放射距離の長い大型の可搬式消火器（ABC

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 <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>火災防護基準に<u>基づく措置を講じる異なる系列の</u>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<u>種類</u>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><u>消火器)を設置する。</u></p> <p>・ <u>機器等が密集する場所においては、局所的に煙が滞留するおそれがあることから、煙により消火活動が阻害されないよう、可搬型の排煙装置を準備し、必要に応じて、排煙できるものとする。</u></p> <p><u>可搬式消火器(ABC消火器)による消火活動を行ったにもかかわらず、火災が拡大して1時間以内に消火ができないと判断した場合には、運転員等の人命を最優先に考え格納容器内からの退避を行うとともに、格納容器(床上)の空調換気設備を停止し、当該空調換気設備のダンパを閉止して格納容器(床上)を密閉状態として内部の窒息消火を行うものとする。当該窒息消火に当たっては、中央制御室において、酸素濃度により密閉状態を確認し、格納容器(床上)の温度により火災の状況の監視を行うものとする。</u></p> <p>(5) 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 ケーブルに対する火災の影響軽減</p> <p>火災防護基準に<u>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ついて</u>、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><u>また、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の周囲のケーブルについても、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も、30分の耐火能力を有するものを使用する。</u></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<u>感知方式</u>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、<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の電気機器を設置することから</u>、電気機器へ悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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。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。</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>(ii) ケーブル室に対する火災の影響軽減</p> <p>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。</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>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。</p> <p>③ (省略)</p> <p>④ 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</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。</p> <p>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</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。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。</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>(ii) ケーブル室に対する火災の影響軽減</p> <p>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。</p> <p>① 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感知方式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>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。</p> <p>③ (変更なし)</p> <p>④ 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</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。</p> <p>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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。 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。</p> <p>(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。</p> <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 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 <u>本原子炉施設において</u>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。 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) ～ (5) (省略)</p> <p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備 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。 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</p>	<p>消火されず、電線管の外部に延焼した場合には、「1.5.5.3 (5) (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。</p> <p>(6) 換気設備は、他の火災区画の火、熱又は煙が、火災防護基準による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。</p> <p>(7) 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。 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。</p> <p>(8) 地下階に設置する燃料油 (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。</p> <p>(9) 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 以下に示す<u>原子炉建物、原子炉附属建物及び主冷却機建物における</u>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 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。 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 (5) (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) ～ (5) (変更なし)</p> <p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備 <u>原子炉附属建物において</u>、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。 <u>原子炉附属建物において</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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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ように設計する。</p> <p>(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備</p> <p><u>原子炉建物及び</u>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。</p> <p>なお、<u>これらの</u>火災区画では、水による消火活動を実施しない。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1.5.5.5 一般火災の影響評価</p> <p>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<u>以下により評価</u>する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>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ように設計する。</p> <p>(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備</p> <p>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>また、当該空調換気設備は、空調換気設備を停止し、ダンパを閉止して隔離できるものとする。</u></p> <p>なお、<u>廃ガス処理室、廃液タンク室、アルコール廃液タンク室の</u>火災区画は、<u>水を用いた消火設備を設置しない原子炉附属建物内にあることから、</u>水による消火活動を実施しない。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1.5.5.5 一般火災の影響評価</p> <p>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<u>以下により火災の影響を評価し</u>、原子炉の安全停止が達成できることを<u>確認</u>する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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への影響を確認する。</p> <p><u>(iv) ナトリウム燃焼を考慮する火災区画の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼と一般火災との重量を考慮するものとし、ナトリウム燃焼に伴い延焼するおそれがある可燃性物質が同時に燃焼するものとして評価を行う。火災区画内でのナトリウム燃焼量は、想定されるナトリウム漏えい量に対して、漏えいしたナトリウムが鋼製の床ライナ又は受樋を介してナトリウム溜に導かれること、ナトリウム燃焼に伴い火災区画内の酸素濃度が低下してナトリウム燃焼が抑制されることを考慮する。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1.5.6 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、火災について、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"> ・ 運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関する事 ・ 消防機関への通報に関する事 ・ 消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関する事 ・ 必要な要員の配置に関する事 ・ 教育及び訓練に関する事 ・ 必要な資機材の配備に関する事 ・ 可燃物の管理に関する事 	<p>1.5.6 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、火災について、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"> ・ 運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関する事 ・ 消防機関への通報に関する事 ・ 消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関する事 ・ 必要な要員の配置に関する事 ・ 教育及び訓練に関する事 ・ 必要な資機材の配備に関する事 ・ <u>可燃性物質の管理（ナトリウムの漏えいが想定される火災区画において、可燃性物質の設置を可能な限り低減すること、また、火災区画において、可燃性物質の設置及び持込みを所定の範囲に管理すること）</u>に関する事

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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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 ～ 1.6.2 (省略)</p> <p>1.6.3 溢水源の想定 (省略)</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 (省略)</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(ただし、原子炉施設は、当該設備を有しない。)</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 (省略)</p> <p>1.6.4 (省略)</p> <p>1.6.5 没水の影響への対策</p> <p>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。</p> <p>(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。吹き抜け等を有する区画にあつては、最下層に検知器を設置する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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</p>	<p>1.6 溢水による損傷の防止に係る設計</p> <p>1.6.1 ～ 1.6.2 (変更なし)</p> <p>1.6.3 溢水源の想定 (変更なし)</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 (変更なし)</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(ただし、原子炉施設は、当該設備を有しない。)</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 <u>(屋内消火ポンプ式消火栓は、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に設置される。溢水防護区画の設定が必要なエリアに、消火栓はない。)</u></p> <p>(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 (変更なし)</p> <p>1.6.4 (変更なし)</p> <p>1.6.5 没水の影響への対策</p> <p>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。</p> <p>(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。吹き抜け等を有する区画にあつては、最下層に検知器を設置する。</p> <p>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。</p> <p>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>さらに、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて区画の溢水水位、環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。</u></p> <p>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。</p> <p>(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</p>

変更前 (2023.2.22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>1.6.6 ～ 1.6.7 (省略)</p> <p>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。</p> <p>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。 a. 漏えい発生から漏えい検知までの時間 b. 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。 c. (現場) 漏えい箇所特定に要する時間 d. 弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間 (2) ～ (3) (省略)</p> <p>1.6.9.2 (省略)</p> <p>1.6.9.3 溢水の影響評価 (1) 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 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</p>	<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>1.6.6 ～ 1.6.7 (変更なし)</p> <p>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。</p> <p>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。 a. 漏えい発生から漏えい検知までの時間 b. 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。 c. (現場) 漏えい箇所特定に要する時間 d. 弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間 (2) ～ (3) (変更なし)</p> <p>1.6.9.2 (変更なし)</p> <p>1.6.9.3 溢水の影響評価 (1) 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 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <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 (省略)</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <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><u>使用済燃料貯蔵設備水冷却池における地震時のスロッシングによる溢水において、溢水後、水冷却池液位が、使用済燃料集合体頂部水位を上回り、使用済燃料の冠水の確保とともに、冷却機能及び遮蔽機能を維持できることを確認する。スロッシングは、基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、水冷却池の外へ漏えいする水量を考慮する。</u></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。<u>スロッシングは、基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、水冷却池の外へ漏えいする水量を考慮する。</u></p> <p>1. 6. 10 (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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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>(省略)</p> <p>安全施設は、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(1) 「竜巻」＋「積雪」</p> <p>(2) 「火山の影響」＋「風（台風）」＋「積雪」</p> <p>(省略)</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（火山の影響、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 安全施設の設計方針</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設計とする。</p> <p>(1) 洪水</p> <p>(省略)</p> <p>(2) 降水</p> <p>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。</p> <p>(3)～(8) (省略)</p> <p>(9) 航空機落下</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 8.8×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する基準である 10^{-7} 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>(10)～(14) (省略)</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>(変更なし)</p> <p>安全施設は、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。</p> <p>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。</p> <p>自然現象の組合せにおいては、<u>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、影響を与えるパラメータが異なるため組み合わせることによる設計への影響が小さい、組み合わせることによりその影響が打ち消しあう若しくは増加しない、又は同時発生を考慮することが過度に保守的であることから、</u>以下の荷重の組合せを考慮した設計とする。</p> <p>(1) 「竜巻」＋「積雪」</p> <p>(2) 「火山の影響」＋「風（台風）」＋「積雪」</p> <p>(変更なし)</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（火山の影響、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 安全施設の設計方針</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設計とする。</p> <p>(1) 洪水</p> <p>(変更なし)</p> <p>(2) 降水</p> <p>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、<u>構内雨水排水管及び一般排水路による海域への排水並びに建物の雨水流入防止措置により</u>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。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。</p> <p>(3)～(8) (変更なし)</p> <p>(9) 航空機落下</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 9.4×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する基準である 10^{-7} 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>(10)～(14) (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1.7.2.2 (省略)</p> <p>1.7.3 耐竜巻設計</p> <p>1.7.3.1 ~ 1.7.3.9 (省略)</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 (省略)</p> <p>1.7.3.10.2 荷重の種類 (省略)</p> <p>1.7.3.10.3 荷重の組合せ 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。 (1) ~ (2) (省略) (3) 荷重の組合せ上の留意事項 (i) ~ (ii) (省略)</p> <p>1.7.3.10.4 許容限界 (省略)</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 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。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。 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 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</p>	<p>1.7.2.2 (変更なし)</p> <p>1.7.3 耐竜巻設計</p> <p>1.7.3.1 ~ 1.7.3.9 (変更なし)</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 (変更なし)</p> <p>1.7.3.10.2 荷重の種類 (変更なし)</p> <p>1.7.3.10.3 荷重の組合せ 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。 (1) ~ (2) (変更なし) (3) 荷重の組合せ上の留意事項 (i) ~ (ii) (変更なし) <u>(iii) 設計基準事故時に評価対象施設に応力は生じず、竜巻防護施設の外殻による防護に影響ないため、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。</u></p> <p>1.7.3.10.4 許容限界 (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 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。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。 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 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1. 7. 3. 12 (省略)</p> <p>1. 7. 4 火山事象防護</p> <p>1. 7. 4. 1 ~ 1. 7. 4. 5 (省略)</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 (省略)</p> <p>1. 7. 4. 6. 2 荷重の種類 (省略)</p> <p>1. 7. 4. 6. 3 荷重の組合せ 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。 (1) ~ (2) (省略) (3) 荷重の組合せ上の留意事項 (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。 (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>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>竜巻随伴事象として、過去の竜巻被害事例及び原子炉施設の配置から想定される事象である、外部電源喪失、溢水及び火災を考慮する。</u></p> <p>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。</p> <p>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>当該対策は、「1.6 溢水による損傷の防止に係る設計」に包絡される。</u></p> <p>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>当該対策は、「1.5 火災による損傷の防止に係る設計」に包絡される。</u></p> <p>1. 7. 3. 12 (変更なし)</p> <p>1. 7. 4 火山事象防護</p> <p>1. 7. 4. 1 ~ 1. 7. 4. 5 (変更なし)</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 (変更なし)</p> <p>1. 7. 4. 6. 2 荷重の種類 (変更なし)</p> <p>1. 7. 4. 6. 3 荷重の組合せ 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。 (1) ~ (2) (変更なし) (3) 荷重の組合せ上の留意事項 (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。 (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。 <u>(iii) 設計基準事故時に評価対象施設に応力は生じないため、設計降下火砕物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。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1. 7. 4. 6. 4 許容限界 (省略)</p> <p>1. 7. 4. 7 設計における留意事項 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 (1) ~ (4) (省略) (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 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 <p>1. 7. 4. 7. 2 間接的影響 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</p>	<p>1. 7. 4. 6. 4 許容限界 (変更なし)</p> <p>1. 7. 4. 7 設計における留意事項 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 (1) ~ (4) (変更なし) (5) 外気取入口等からの降下火砕物の侵入に対する設計 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>非常用ディーゼル機関への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、吸入口にフィルタを設置し、安全機能を損なわない設計とする。なお、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、摩耗の影響は小さい。</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。 ・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。 ・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>非常用ディーゼル電源系に関連する「吸気系統」は、主冷却機建物のディーゼル発電機室以外の送風機を停止しガラリの空気流入速度を低下させることで、主冷却機建物内への降下火砕物の流入を防ぐとともに、フィルタを設置することで降下火砕物の換気空調系への流入を防ぎ、安全機能を損なわない設計とする。</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。 ・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。 <p>1. 7. 4. 7. 2 間接的影響 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>1.7.4.8 (省略)</p> <p>1.7.5 耐外部火災設計</p> <p>1.7.5.1 ~ 1.7.5.4 (省略)</p> <p>1.7.5.5 熱的影響評価における許容限界</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。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、火炎放射の影響に鑑み、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。</p> <p>(1) ~ (2) (省略)</p> <p>1.7.5.6 ~ 1.7.5.7 (省略)</p>	<p>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4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。</p> <p>1.7.4.8 (変更なし)</p> <p>1.7.5 耐外部火災設計</p> <p>1.7.5.1 ~ 1.7.5.4 (変更なし)</p> <p>1.7.5.5 熱的影響評価における許容限界</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。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、火炎放射の影響に鑑み、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。</p> <p><u>なお、建屋内壁面、室内及び屋内機器の温度上昇については建屋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℃を下回ることによって影響がないとする。また、建物屋上に設置されている機器等については、火炎に近い評価対象壁の評価で代表する。</u></p> <p>(1) ~ (2) (変更なし)</p> <p>1.7.5.6 ~ 1.7.5.7 (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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 226 1427 317">(適用範囲) 第一条 (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="1501 226 2662 317">(適用範囲) 第一条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1481 369 1751 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1525 459 1656 491">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 233 1427 317">(定義) 第二条 (省略)</p> <p data-bbox="240 369 507 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 464 359 495">(省略)</p>	<p data-bbox="1501 233 2659 317">(定義) 第二条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1481 369 1748 401">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1525 464 1659 495">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 218 1427 306">(試験研究用等原子炉施設の地盤) 第三条 (省略)</p> <p data-bbox="240 359 507 390">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 449 359 480">(省略)</p>	<p data-bbox="1501 218 2659 306">(試験研究用等原子炉施設の地盤) 第三条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1481 359 1748 390">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1525 449 1659 480">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 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) 第四条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 及び 2 について (省略)</p> <p>3 について</p> <p>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。</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。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。</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</p>	<div data-bbox="1498 216 2665 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(地震による損傷の防止) 第四条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 及び 2 について (変更なし)</p> <p>3 について</p> <p>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。</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。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。</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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>4 について (省略)</p> <p>(省略)</p>	<p>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、<u>少なくとも</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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>4 について (変更なし)</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 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) 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) 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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 226 1427 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>(省略)</p> <p>(1) 洪水 (省略)</p> <p>(2) 降水 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。</p> <p>(3) 風 (台風) (省略)</p> <p>(4) 竜巻 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。 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、</p>	<div data-bbox="1498 226 2665 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>(変更なし)</p> <p>(1) 洪水 (変更なし)</p> <p>(2) 降水 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、<u>構内雨水排水管及び一般排水路による海域への排水並びに建物の雨水流入防止措置により</u>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。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。</p> <p>(3) 風 (台風) (変更なし)</p> <p>(4) 竜巻 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。 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、</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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89,500km²）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(V_{B1})及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V_{B2})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(V_{B1})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(V_{B1})を92m/sと設定する。ハザード曲線による竜巻最大風速(V_{B2})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80,500m²）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10⁻⁵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(V_{B2})を68.1m/sと設定する。基準竜巻の最大風速V_Bは、V_{B1}とV_{B2}のうち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V_B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(V_D)＝基準竜巻(V_B)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</p>	<p>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89,500km²）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(V_{B1})及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V_{B2})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(V_{B1})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(V_{B1})を92m/sと設定する。ハザード曲線による竜巻最大風速(V_{B2})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80,500m²）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10⁻⁵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(V_{B2})を68.1m/sと設定する。基準竜巻の最大風速V_Bは、V_{B1}とV_{B2}のうち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V_B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(V_D)＝基準竜巻(V_B)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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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> <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、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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> <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、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、積雪が起こり得る環境下であり、保守的な評価となる場合には「竜巻」+「積雪」を考慮する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

変更前 (2023.2.22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>(5) ~ (11) (省略)</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」 (2) 「火山の影響」+「風(台風)」+「積雪」</p> <p>2 について (省略)</p> <p>3 について (省略)</p> <p>(1) 航空機落下 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8.8×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である10^{-7}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>(2) ~ (7) (省略)</p> <p>(省略)</p>	<p>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。</p> <p>(5) ~ (11) (変更なし)</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、<u>影響を与えるパラメータが異なるため組み合わせることによる設計への影響が低い、組み合わせることによりその影響が打ち消しあう若しくは増加しない、又は同時発生を考慮することが過度に保守的であることから、</u>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」 (2) 「火山の影響」+「風(台風)」+「積雪」</p> <p>2 について (変更なし)</p> <p>3 について (変更なし)</p> <p>(1) 航空機落下 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9.4×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である10^{-7}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>(2) ~ (7) (変更なし)</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 226 1427 317">(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止) 第七条 (省略)</p> <p data-bbox="240 369 510 447">適合のための設計方針 (省略)</p>	<p data-bbox="1501 226 2662 317">(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止) 第七条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1481 369 1751 447">適合のための設計方針 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 216 1427 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (火災による損傷の防止) 第八条 (省略) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (省略)</p> <p>(1) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策</p> <p>a. ナトリウム漏えいの発生防止 (省略)</p> <p>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 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。</p> <p>(i) ナトリウム漏えいの検知 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。 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>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。</p> <p>(ii) ナトリウム燃焼の感知 (省略)</p> <p>(iii) ナトリウム燃焼の消火 ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。 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。</p>	<div data-bbox="1495 216 2662 306" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (火災による損傷の防止) 第八条 (変更なし) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (変更なし)</p> <p>(1) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策</p> <p>a. ナトリウム漏えいの発生防止 (変更なし)</p> <p>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 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。</p> <p>(i) ナトリウム漏えいの検知 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。 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は、想定される自然現象（地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災）によっても、ナトリウム漏えい検出器の機能、性能が維持できるものとする。ナトリウム漏えい検出器は、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。ナトリウム漏えい検出器は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止するものとする。ナトリウム漏えい検出器は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように避雷設備を設けるものとする。ナトリウム漏えい検出器は、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。ただし、ナトリウム漏えい検出器の構造上、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とすることが困難な場合は、地震により、ナトリウム漏えい検出器に異常が生じた場合に、当該異常を検知して復旧することにより、ナトリウム漏えい検出器の機能を維持するものとする。</u></p> <p>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。</p> <p>(ii) ナトリウム燃焼の感知 (変更なし)</p> <p>(iii) ナトリウム燃焼の消火 ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。 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。</p> <p><u>現場操作が必要となる場所については、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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、自然現象（<u>凍結、風水害、地震</u>）に<u>対して</u>、機能が維持できるものとする。</p> <p>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。</p> <p>c. ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>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。</p> <p>(i) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制 (省略)</p> <p>(ii) ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p><u>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>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。</p> <p>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。</p> <p>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、<u>想定される</u>自然現象（地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災）によっても、<u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の機能、性能が維持できるものとする。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、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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ものとする。特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、降水、風（台風）、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように定期的に外形を点検するものとする。特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、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、火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体等による二次的影響も考慮して、火災区画内に分散して設置する。また、万一、当該火災区画内の特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器が使用できない場合には、当該火災区画と異なる場所から特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を持参できるように特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する。</u></p> <p>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<u>の有無</u>、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。</p> <p>c. ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>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。</p> <p>(i) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制 (変更なし)</p> <p>(ii) ナトリウム燃焼の影響軽減</p> <p>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（<u>原子炉運転中に窒素雰囲気</u>で維持する格納容器（床下）を除く。）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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(iii) ナトリウムと構造材との反応防止 (省略)</p> <p>(2) 一般火災に対する火災防護対策</p> <p>a. 一般火災の発生防止</p> <p>一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。</p> <p>(i) ~ (vi) (省略)</p> <p>(vii) 自然現象による火災の発生防止対策</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>b. 一般火災の感知及び消火</p> <p>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。</p> <p>(i) 一般火災の感知</p> <p>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。</p> <p>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 <u>アナログ式の熱感知</u>カメラの組合せとする。</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(iii) ナトリウムと構造材との反応防止 (変更なし)</p> <p>(2) 一般火災に対する火災防護対策</p> <p>a. 一般火災の発生防止</p> <p>一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。</p> <p>(i) ~ (vi) (変更なし)</p> <p>(vii) 自然現象による火災の発生防止対策</p> <p><u>想定される自然現象(地震、風(台風)、落雷、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、森林火災)によって、原子炉施設内の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火災が発生することを防止するものとする。</u></p> <p><u>風(台風)、竜巻、森林火災については、原子炉施設内の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風(台風)、竜巻、森林火災に対して防護することにより、火災の発生を防止する。</u></p> <p><u>生物学的事象のうち、小動物の影響については、原子炉施設内の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に対して、小動物の侵入を防止することにより、火災の発生を防止する。</u></p> <p><u>落雷については、落雷による火災の発生防止対策として、避雷設備を設ける。</u></p> <p><u>地震については、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>b. 一般火災の感知及び消火</p> <p>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。</p> <p>(i) 一般火災の感知</p> <p>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。</p> <p>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、<u>固有の信号を発する</u>異なる感知方式の火災感知器を設置する。<u>固有の信号を発する</u>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 <u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>カメラの組合せとする。</p> <p>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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。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>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。</p> <p>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。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><u>火災感知設備は、想定される自然現象（地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災）によっても、火災感知設備の機能、性能が維持できるものとする。火災感知設備は、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。ただし、建物外に設置する火災感知器については、予備の火災感知器を確保し、降水、風（台風）、凍結、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災の影響を受けた場合には、早期に取り替えを行い復旧するものとする。火災感知設備は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止するものとする。火災感知設備は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように避雷設備を設けるものとする。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の火災感知器及び当該火災感知器用の受信機は、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。</u></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><u>原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、原子炉建物、原子炉附属建物、主冷却機建物及びメンテナンス建物には、水を用いた消火設備を設置しないものとする。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ついては、ナトリウムを取り扱わないこと、また、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ため、消防法に基づく屋内消火ポンプ式消火栓を設置する。</u></p> <p><u>原子炉建物、原子炉附属建物及び主冷却機建物において、</u>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>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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><u>現場操作が必要となる場所については、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>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>中央制御室には、ABC消火器に加えて、<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の電気機器を設置することから、二酸化炭素消火器を設置する。</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設置する。</u></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。<u>特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を設置する</u>火災区画は、<u>可搬式消火器（ABC消火器）</u>を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>可搬式消火器は、<u>想定される自然現象（地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災）によっても、可搬式消火器の機能、性能が維持できるものとする。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ものとする。可搬式消火器は、降水、風（台風）、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。ただし、可搬式消火器を建物外に設置する場合は、降水、風（台風）、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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ものとする。可搬式消火器は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように定期的に外形を点検するものとする。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ものとする。</u></p> <p><u>可搬式消火器は、火災の火炎及び熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体等による二次的影響も考慮して、火災区画内に分散して設置する。また、万一、当該火災区画内の可搬式消火器が使用できない場合には、当該火災区画と異なる場所から可搬式消火器を持参できるものとする。</u></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分未満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><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機器等を設置する火災区画の消火を行うための固定式消火設備（ハロン消火設備）は、火災区画ごとに設置する。ただし、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</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、自然現象（<u>凍結、風水害、地震</u>）<u>に対して</u>、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 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<u>速やかに</u>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</p>	<p><u>火災防護対象機器等を設置する火災区画に対して、1つの固定式消火設備（ハロン消火設備）で消火を行う場合には、当該固定式消火設備（ハロン消火設備）の動的機器である選択弁及び容器弁について、単一故障を仮定しても、機能を喪失しないものとする。</u></p> <p>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、<u>想定される自然現象（地震、降水、風（台風）、凍結、積雪、落雷、生物学的事象のうち、小動物の影響、竜巻、火山の影響、森林火災）によっても、固定式消火設備（ハロン消火設備）の機能、性能が維持できるものとする。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ものとする。固定式消火設備（ハロン消火設備）は、降水、風（台風）、積雪、竜巻、火山の影響、森林火災に対して、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。固定式消火設備（ハロン消火設備）は、生物学的事象のうち、小動物の影響に対して、性能が著しく阻害されないように小動物の侵入を防止するものとする。固定式消火設備（ハロン消火設備）は、落雷に対して、性能が著しく阻害されないように避雷設備を設けるものとする。</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、機能を喪失しないように設計する。</p> <p><u>固定式消火設備（ハロン消火設備）は、火災の火炎、熱、煙等の直接的な影響又は二次的影響を考慮して、消火対象とする火災区画と異なる火災区画に固定式消火設備（ハロン消火設備）のボンベ及び制御盤を設置する。</u></p> <p>c. 一般火災の影響軽減 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><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機器等を設置する火災区域と隣接する他の火災区域との境界の耐火壁は、3時間以上の耐火能力を有するものとする。</u></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<u>20分未満で</u>移動し、<u>固定式消火設備（ハロン消火設備）</u>を起動できる場合は、自動消火設備</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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<u>速やかに</u>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 <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</u>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<u>種類</u>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> <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 <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</u>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>の設置に代えて、手動操作による<u>固定式消火設備</u>（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 <u>20分未満</u>で移動し、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 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><u>また、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の周囲のケーブルについても、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も、30分の耐火能力を有するものを使用する。</u></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<u>感知方式</u>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、<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の電気機器を設置することから</u>、電気機器へ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> <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 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>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>② 火災の早期感知 ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類^①の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。 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 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 (省略)</p> <p>(省略)</p>	<p>② 火災の早期感知 ケーブル室には、固有の信号を発する異なる感知方式^①の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。 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 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 (変更なし)</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 264 1427 352">(溢水による損傷の防止等) 第九条 (省略)</p> <p data-bbox="240 407 510 483">適合のための設計方針 (省略)</p>	<p data-bbox="1501 264 2659 352">(溢水による損傷の防止等) 第九条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1481 407 1748 483">適合のための設計方針 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(誤操作の防止) 第十条 (省略)</p> </div> <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、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。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。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。</p> <p>2 について (省略)</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(誤操作の防止) 第十条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p><u>原子炉施設（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を含む。）は、誤操作を防止するように設計する。</u></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、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。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。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。</p> <p>2 について (変更なし)</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (安全避難通路等) 第十一条 (省略) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>一 について (省略)</p> <p>二 について (省略)</p> <p>三 について 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。</p> <p>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。</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (安全避難通路等) 第十一条 (変更なし) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>一 について (変更なし)</p> <p>二 について (変更なし)</p> <p>三 について 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、<u>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</u>、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。</p> <p>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。</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(安全施設) 第十二条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (省略)</p> <p>2 について (省略)</p> <p>3 について</p> <p>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。</p> <p><温度></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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℃ ・ 主冷却器／2次主冷却系ホットレグ配管：520℃ ・ 2次主循環ポンプ／2次主冷却系コールドレグ配管：400℃ ・ 制御棒駆動系／後備炉停止制御棒駆動系：65℃（駆動部） 130℃／550℃ (上部案内管回転プラグ上面エリア／下面エリア) 650℃（ラッチ機構） 500℃／550℃／650℃ (下部案内管下部／中部／上部) ・ 原子炉格納容器（鋼壁温度）：最高150℃／最低-15℃ ・ 燃料交換機／燃料出入機／トランスファロータ：275℃／275℃／150℃ <p><圧力></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器：7.2kg/cm²[gage] (約0.706MPa[gage]) ・ 主中間熱交換器：管側 5.0kg/cm²[gage] (約0.49MPa[gage]) 胴側 1.0kg/cm²[gage] (約0.098MPa[gage]) ・ 1次主循環ポンプ：7.0kg/cm²[gage] (約0.686MPa[gage]) ・ 主冷却器：3.0kg/cm²[gage] (約0.294MPa[gage]) ・ 2次主循環ポンプ：5.0kg/cm²[gage] (約0.49MPa[gage]) ・ 原子炉格納容器：内圧 1.35kg/cm²[gage] (約0.13MPa[gage]) 外圧 0.05kg/cm²[gage] (約0.0049MPa[gage]) ・ 燃料交換機：内圧 1.0kg/cm²[gage] (約0.098MPa[gage]) 	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(安全施設) 第十二条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (変更なし)</p> <p>2 について (変更なし)</p> <p>3 について</p> <p>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、<u>材料の疲労や劣化等を考慮しても、十分な余裕をもって</u>、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。</p> <p><温度></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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℃ ・ 主冷却器／2次主冷却系ホットレグ配管：520℃ ・ 2次主循環ポンプ／2次主冷却系コールドレグ配管：400℃ ・ 制御棒駆動系／後備炉停止制御棒駆動系：65℃（駆動部） 130℃／550℃ (上部案内管回転プラグ上面エリア／下面エリア) 650℃（ラッチ機構） 500℃／550℃／650℃ (下部案内管下部／中部／上部) ・ 原子炉格納容器（鋼壁温度）：最高150℃／最低-15℃ ・ 燃料交換機／燃料出入機／トランスファロータ：275℃／275℃／150℃ <p><圧力></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器：7.2kg/cm²[gage] (約0.706MPa[gage]) ・ 主中間熱交換器：管側 5.0kg/cm²[gage] (約0.49MPa[gage]) 胴側 1.0kg/cm²[gage] (約0.098MPa[gage]) ・ 1次主循環ポンプ：7.0kg/cm²[gage] (約0.686MPa[gage]) ・ 主冷却器：3.0kg/cm²[gage] (約0.294MPa[gage]) ・ 2次主循環ポンプ：5.0kg/cm²[gage] (約0.49MPa[gage]) ・ 原子炉格納容器：内圧 1.35kg/cm²[gage] (約0.13MPa[gage]) 外圧 0.05kg/cm²[gage] (約0.0049MPa[gage]) ・ 燃料交換機：内圧 1.0kg/cm²[gage] (約0.098MPa[gage])

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>外圧 1.0kg/cm²[gage] (約 0.098MPa[gage])</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料出入機 : 内圧 0.5kg/cm²[gage] (約 0.049MPa[gage]) 外圧 1.0kg/cm² [gage] (約 0.098MPa[gage]) ・ トランスファロータ : 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]) 外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 0.0049MPa[gage]) <p><中性子照射量></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器 : 1×10²⁰n/cm² (E>1MeV) <p>4 について (省略)</p> <p>5 について (省略)</p> <p>6 について (省略)</p> <p>(省略)</p>	<p>外圧 1.0kg/cm²[gage] (約 0.098MPa[gage])</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料出入機 : 内圧 0.5kg/cm²[gage] (約 0.049MPa[gage]) 外圧 1.0kg/cm² [gage] (約 0.098MPa[gage]) ・ トランスファロータ : 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]) 外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 0.0049MPa[gage]) <p><中性子照射量></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器 : 1×10²⁰n/cm² (E>1MeV) <p>4 について (変更なし)</p> <p>5 について (変更なし)</p> <p>6 について (変更なし)</p> <p>(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 361" 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) 第十三条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 361" 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) 第十三条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(安全保護回路) 第十八条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(安全保護回路) 第十八条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(反応度制御系統) 第十九条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(反応度制御系統) 第十九条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(放射性廃棄物の廃棄施設) 第二十二条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(放射性廃棄物の廃棄施設) 第二十二条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(保管廃棄施設) 第二十三条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(保管廃棄施設) 第二十三条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 275 1427 363" 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) 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 275 2662 363" 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) 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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 275 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(放射線からの放射線業務従事者の防護) 第二十五条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 275 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(放射線からの放射線業務従事者の防護) 第二十五条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 283 1427 373" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(保安電源設備) 第二十八条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 262 2662 352" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(保安電源設備) 第二十八条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(実験設備等) 第二十九条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(実験設備等) 第二十九条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> (通信連絡設備等) 第三十条 (省略) </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>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。</p> <p>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。</p> <p>2 について</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>(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。</p> <p>(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。</p>	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> (通信連絡設備等) 第三十条 (変更なし) </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>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。</p> <p>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。</p> <p>2 について</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>(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おそれのあ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。</p> <p>(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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1427 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (炉心等) 第三十二条 (省略) </div> <p>適合のための設計方針</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 について (省略) 2 について (省略) 3 について (省略) 4 について 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枠に固定することで支持されている。 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。 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。 	<div data-bbox="1495 268 2662 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (炉心等) 第三十二条 (変更なし) </div> <p>適合のための設計方針</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 について (変更なし) 2 について (変更なし) 3 について (変更なし) 4 について 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枠に固定することで支持されている。 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、輸送中又は取扱中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。 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、輸送中又は取扱中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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="261 275 1391 363">(外部電源を喪失した場合の対策設備等) 第四十二条 (省略)</p> <p data-bbox="240 415 507 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 506 359 537">(省略)</p>	<p data-bbox="1495 275 2626 363">(外部電源を喪失した場合の対策設備等) 第四十二条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1475 415 1742 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1519 506 1653 537">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="261 275 1391 363">(試験用燃料体) 第四十三条 (省略)</p> <p data-bbox="240 415 507 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 506 359 537">(省略)</p>	<p data-bbox="1495 275 2626 363">(試験用燃料体) 第四十三条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1475 415 1742 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1519 506 1653 537">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1389 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) 第四十四条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2623 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) 第四十四条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1389 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(原子炉制御室等) 第五十条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2623 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(原子炉制御室等) 第五十条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 262 1389 352" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(監視設備) 第五十一条 (省略)</p></div> <p data-bbox="240 407 507 436">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 495 359 525">(省略)</p>	<div data-bbox="1495 270 2623 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(原子炉制御室等) 第五十条 (変更なし)</p></div> <p data-bbox="1481 417 1748 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1525 506 1659 535">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="261 275 1391 363">(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止) 第五十三条 (省略)</p> <p data-bbox="240 415 507 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 506 359 537">(省略)</p>	<p data-bbox="1495 275 2626 363">(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止) 第五十三条 (変更なし)</p> <p data-bbox="1475 415 1742 447">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1519 506 1653 537">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 268 1389 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(一次冷却系統設備) 第五十五条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2623 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(一次冷却系統設備) 第五十五条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 247 1389 340" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(残留熱を除去することができる設備) 第五十六条 (省略)</p></div> <p>適合のための設計方針</p> <p>(省略)</p>	<div data-bbox="1495 268 2623 361" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(残留熱を除去することができる設備) 第五十六条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 226 1389 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備) 第五十七条 (省略)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>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。</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 data-bbox="1495 226 2623 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備) 第五十七条 (変更なし)</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>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、原子炉容器内において発生した残留熱は、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。</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> <p><u>重要安全施設のうち、使用時に熱を発生するものにディーゼル発電機がある。ディーゼル発電機には、補機冷却設備を設ける。当該補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽より水を汲み上げ、ディーゼル発電機に冷却水を供給するものであり、設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="638 273 1062 451">添付書類八の以下の項目参照 5. 原子炉冷却系統施設</p> <p data-bbox="599 493 1101 724">添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故</p>	<p data-bbox="1869 273 2294 451">添付書類八の以下の項目参照 5. 原子炉冷却系統施設</p> <p data-bbox="1831 493 2332 724">添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 216 1391 306" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">(計測制御系統施設) 第五十八条 (省略)</div> <p data-bbox="240 359 507 390">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="284 449 359 480">(省略)</p>	<div data-bbox="1495 226 2626 317" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">(計測制御系統施設) 第五十八条 (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="1519 459 1653 491">(変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 226 1391 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(原子炉停止系統) 第五十九条 (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 2626 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>(原子炉停止系統) 第五十九条 (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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<div data-bbox="261 226 1389 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (原子炉格納施設) 第六十条 (省略) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (省略)</p> <p>2 について (省略)</p> <p>3 について 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であっても、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>4 について (省略)</p>	<div data-bbox="1495 226 2623 317" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> (原子炉格納施設) 第六十条 (変更なし) </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について (変更なし)</p> <p>2 について (変更なし)</p> <p>3 について 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であっても、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、格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。</p> <p><u>なお、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（格納容器全体漏洩率試験時以外は閉止フランジを設置している配管）については、格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。また、事故の収束に必要な系統の配管のうち、多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象において、格納容器内で大規模なナトリウム火災が発生した場合に、アルゴンガスを送気する配管については、原子炉運転中に格納容器の内側において開口した状態で保持する必要があるため、格納容器の外側に1個の隔離弁を設け、当該事故時及び格納容器全体漏洩率試験時を除いて、当該隔離弁を常時「閉」とすることにより、隔離機能が失われることがないものとする。</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、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>4 について (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1.9 参考文献</p> <p>(省略)</p>	<p>1.9 参考文献</p> <p>(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4回）の方針

【添付書類8（3. 原子炉本体）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>3. 原子炉本体</p> <p>3.1 概要 (省略)</p> <p>第 3.1.1 図 ～ 第 3.1.2 図 (省略)</p> <p>3.2 炉心 (省略)</p>	<p>3. 原子炉本体</p> <p>3.1 概要 (変更なし)</p> <p>第 3.1.1 図 ～ 第 3.1.2 図 (変更なし)</p> <p>3.2 炉心 (変更なし)</p>

第 3. 2. 1 図 ~ 第 3. 2. 3 図 (省略)

第 3. 2. 1 表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装着する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	4体 1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

第 3. 2. 1 図 ~ 第 3. 2. 3 図 (変更なし)

第 3. 2. 1 表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装着する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素又は基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	4体 1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素又は基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>3.3 炉心構成 (省略)</p> <p>第 3.3.1 表 (省略)</p> <p>3.4 ~ 3.6 (省略)</p> <p>3.7 燃料集合体 (省略)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (1/4) (省略)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (2/4) (省略)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (3/4) (省略)</p>	<p>3.3 炉心構成 (変更なし)</p> <p>第 3.3.1 表 (変更なし)</p> <p>3.4 ~ 3.6 (変更なし)</p> <p>3.7 燃料集合体 (変更なし)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (1/4) (変更なし)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (2/4) (変更なし)</p> <p>第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (3/4) (変更なし)</p>

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

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

- * 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3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

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 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	燃料集合体の挿入量 第3.2.1表のとおり	炉心挿入位置		
		炉心燃料領域* ⁴ (外側燃料領域* ⁵) 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴		
年間照射試験回数				
限界照射試験用要素 装填時		先行試験用要素 装填時		基礎試験用要素 装填時
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 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	最大4回 最大1回* ⁶ — 最大1回* ⁶	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —

- * 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又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)

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

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

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

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

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

変更後

変更前 (2023. 2. 22 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 種類
	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	燃料ペレット長さ	
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	5.3~7.5mm	5.3~7.5mm/約2mm	15mm以下	15mm以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
IV型特殊燃料要素	5.18~6.18mm	5.18~6.18mm/約2mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	5.18~6.18mm	(該当なし)	同上	同上	同上
先行試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	同上	ウランの酸化物、*4*6 炭化物、窒化物、または金属
基礎試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	同上	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット、 またはウラン金属スラグ
A型用炉心燃料要素 (内側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
A型用炉心燃料要素 (外側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	約9mm	同上
限界照射試験用補助要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	15mm以下	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 種類
	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	燃料ペレット長さ	
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	5.3~7.5mm	5.3~7.5mm/約2mm	15mm以下	15mm以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
IV型特殊燃料要素	5.18~6.18mm	5.18~6.18mm/約2mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	5.18~6.18mm	(該当なし)	同上	同上	同上
先行試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	同上	ウランの酸化物、*4*6 炭化物、窒化物又は金属
基礎試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	同上	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット、 又はウラン金属スラグ
A型用炉心燃料要素 (内側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
A型用炉心燃料要素 (外側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	約9mm	同上
限界照射試験用補助要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	15mm以下	15mm以下	同上

変更前 (2023. 2. 22 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
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~8.5mm	0.4~0.7mm	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 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 ステンレス鋼	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	オーステナイト系 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 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)
基礎試験用要素	ステンレス鋼 (クロム又は クロムとニッケルを含有 させた合金鋼、酸化物 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 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型用炉心燃料要素 (外側) 限界照射試験用補助要素	同上 同上	同上 6.4~7.5mm	同上 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
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~8.5mm	0.4~0.7mm	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 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 ステンレス鋼	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	オーステナイト系 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 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼又は 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼 又は 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)
基礎試験用要素	ステンレス鋼 (クロム又は クロムとニッケルを含有 させた合金鋼、酸化物 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 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型用炉心燃料要素 (外側) 限界照射試験用補助要素	同上 同上	同上 6.4~7.5mm	同上 0.4~0.6mm	同上 同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6) (省略)

照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	燃料ペレット 被覆管間隙 (半径)	ガスブレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
III型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下*5)	200cm以下
IV型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

- * 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。
- * 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 : ペ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3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6) (変更なし)

照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	燃料ペレット 被覆管間隙 (半径)	ガスブレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
III型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下*5)	200cm以下
IV型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

- * 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 : 天然ウラン又は劣化ウラン。
- * 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合。
- * 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 : ペ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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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
ラッパ管材料	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm
六角外対辺長さ		
ハンドリングヘッド材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 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	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	正三角形配列	正三角形配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	ワイヤスペーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料		
ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

変更後

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
ラッパ管材料	SUS316相当 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm
六角外対辺長さ		
ハンドリングヘッド材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 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	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	正三角形配列	正三角形配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	ワイヤスペーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料		
ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 3. 7. 3 表 燃料集合体の主要仕様 (2/6) (省略)

第 3. 7. 3 表 燃料集合体の主要仕様 (3/6) (省略)

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

変更後

第 3. 7. 3 表 燃料集合体の主要仕様 (2/6) (変更なし)

第 3. 7. 3 表 燃料集合体の主要仕様 (3/6) (変更なし)

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

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

燃料集合体	照射燃料集合体			
	コンパートメント			
	ワイヤスベアーサ型	グリッドスベアーサ型	先行試験用 シュラウド管型	基礎試験用 ワイヤスベアーサ型
外管 個数 材料	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm
外径 肉厚	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 (規定なし) 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm
内管 個数 材料	1本または3本 SUS316相当 ステンレス鋼 (該当なし) (該当なし)	1本または3本 SUS316相当 ステンレス鋼 (該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)
ピントロイド 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼
シュラウド管 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼
内壁構造器または密封構造器 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	内壁構造器1本*7 SUS316相当 ステンレス鋼 13mm以下 2.8mm以上	密封構造器1本*7 SUS316相当 ステンレス鋼 13mm以下 2.8mm以上
内径 肉厚	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	13mm以下 2.8mm以上	13mm以下 2.8mm以上
装填燃料要素個数	最大5本*2 最大5本	最大5本*2 最大5本	1本*2 (該当なし)	1本*2 (該当なし)
III型特殊燃料要素	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1本*3 最大1本*3	最大1本*3 最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)
III型限界照射試験用要素	最大1本*3 最大1本*3	最大1本*3 最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)
IV型限界照射試験用要素	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	最大1本 (該当なし)	最大1本 (該当なし)
先行試験用要素	最大3本*3 最大3本*3	最大3本*3 最大3本*3	(該当なし) (該当なし)	最大1本 (該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本 (該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本 (該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスベアーサ型	グリッドスベアーサ型	シュラウド管型	ワイヤスベアーサ型

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

燃料集合体	照射燃料集合体			
	コンパートメント			
	ワイヤスベアーサ型	グリッドスベアーサ型	先行試験用 シュラウド管型	基礎試験用 ワイヤスベアーサ型
外管 個数 材料	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm
外径 肉厚	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 (規定なし) 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm
内管 個数 材料	1本または3本 SUS316相当 ステンレス鋼 (該当なし) (該当なし)	1本または3本 SUS316相当 ステンレス鋼 (該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)
ピントロイド 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼
シュラウド管 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼
内壁構造器又は密封構造器 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	内壁構造器1本*7 SUS316相当 ステンレス鋼 13mm以下 2.8mm以上	密封構造器1本*7 SUS316相当 ステンレス鋼 13mm以下 2.8mm以上
内径 肉厚	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	13mm以下 2.8mm以上	13mm以下 2.8mm以上
装填燃料要素個数	最大5本*2 最大5本	最大5本*2 最大5本	1本*2 (該当なし)	1本*2 (該当なし)
III型特殊燃料要素	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1本*3 最大1本*3	最大1本*3 最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)
III型限界照射試験用要素	最大1本*3 最大1本*3	最大1本*3 最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)
IV型限界照射試験用要素	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	最大1本 (該当なし)	最大1本 (該当なし)
先行試験用要素	最大3本*3 最大3本*3	最大3本*3 最大3本*3	(該当なし) (該当なし)	最大1本 (該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本 (該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本 (該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスベアーサ型	グリッドスベアーサ型	シュラウド管型	ワイヤスベアーサ型

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	
コンパートメント	
δ型コンパートメント	シユラウド管型
ワイヤスパーサ型	シユラウド管型
1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約16.4mm 約0.4mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm
1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm
1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本
ワイヤスパーサ型	シユラウド管型

外管 個数 1本
 材料 SUS316相当
 外径 ステンレス鋼
 肉厚 約16.4mm
 約0.4mm
 内管 個数 1本
 材料 SUS316相当
 外径 ステンレス鋼
 肉厚 約12.8mm
 約0.5mm
 シユラウド管 個数 1本
 材料 オーステナイト系
 ステンレス鋼
 1本*2
 最大1本
 最大1本
 燃料集合体個数
 III型特殊燃料要素
 IV型特殊燃料要素
 燃料要素間隔保持方式

- * 1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼のダミー要素のみを装填したコンパートメントを装填する場がある。全てがダミー要素となる場合は、核燃料物質を含まない試料を装填したダミーコンパートメントとすることができる。
- * 2 : 燃料要素を装填しないコンパートメントについては、ステンレス鋼のダミー要素、または、核燃料物質を含まない試料を装填する。
- * 3 : 限界照射試験用要素を装填するコンパートメントについては、限界照射試験用要素1本を限界照射試験用補助要素3本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- * 4 : コンパートメント内を除く。
- * 5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- * 6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- * 7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	
コンパートメント	
δ型コンパートメント	シユラウド管型
ワイヤスパーサ型	シユラウド管型
1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約16.4mm 約0.4mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm
1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm
1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本	1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本
ワイヤスパーサ型	シユラウド管型

外管 個数 1本
 材料 SUS316相当
 外径 ステンレス鋼
 肉厚 約16.4mm
 約0.4mm
 内管 個数 1本
 材料 SUS316相当
 外径 ステンレス鋼
 肉厚 約12.8mm
 約0.5mm
 シユラウド管 個数 1本
 材料 オーステナイト系
 ステンレス鋼
 1本*2
 最大1本
 最大1本
 燃料集合体個数
 III型特殊燃料要素
 IV型特殊燃料要素
 燃料要素間隔保持方式

- * 1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼のダミー要素のみを装填したコンパートメントを装填する場がある。全てがダミー要素となる場合は、核燃料物質を含まない試料を装填したダミーコンパートメントとすることができる。
- * 2 : 燃料要素を装填しないコンパートメントについては、ステンレス鋼のダミー要素、または、核燃料物質を含まない試料を装填する。
- * 3 : 限界照射試験用要素を装填するコンパートメントについては、限界照射試験用要素1本を限界照射試験用補助要素3本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- * 4 : コンパートメント内を除く。
- * 5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- * 6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- * 7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第3.7.4表 先行試験用要素 (燃料溶融なし、使用末期) の設計仕様及び設計条件 (省略)

第3.7.4表 先行試験用要素 (燃料溶融なし、使用末期) の設計仕様及び設計条件 (変更なし)

第3.7.5表 先行試験用要素 (溶融なし、使用末期) の設計結果

第3.7.5表 先行試験用要素 (溶融なし、使用末期) の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度 (過出力時)	約2,510°C	2,680°C
被覆管内圧	約9.02MPa	—
クリープ寿命分數和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約137.8N/mm ²	158.6N/mm ²
過出力時	約143.3N/mm ²	153.5N/mm ²
累積疲労サイクル	約0.7	1

項目	設計結果	制限値又は許容値
燃料最高温度 (過出力時)	約2,510°C	2,680°C
被覆管内圧	約9.02MPa	—
クリープ寿命分數和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約137.8N/mm ²	158.6N/mm ²
過出力時	約143.3N/mm ²	153.5N/mm ²
累積疲労サイクル	約0.7	1

第3.7.6表 先行試験用要素 (燃料溶融あり、使用初期) の設計仕様及び設計条件 (省略)

第3.7.6表 先行試験用要素 (燃料溶融あり、使用初期) の設計仕様及び設計条件 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第3.7.7表 先行試験用要素 (溶融あり、使用初期) の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料溶融割合 (過出力時)	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約6.5N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約6.8N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪 (燃料と被覆管の相互作用)	約1%	3%

第3.7.8表 基礎試験用要素 (使用末期) の設計仕様及び設計条件 (省略)

第3.7.9表 基礎試験用要素 (使用末期) の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度 (過出力時)	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約7.09MPa	—
クリープ寿命分数和	約2.0	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約108.2N/mm ²	135.1N/mm ²
過出力時	約113.0N/mm ²	118.3N/mm ²

第3.7.1図 ~ 第3.7.11図 (省略)

3.8 ~ 3.12
(省略)

変更後

第3.7.7表 先行試験用要素 (溶融あり、使用初期) の設計結果

項目	設計結果	制限値又は許容値
燃料溶融割合 (過出力時)	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約6.5N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約6.8N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪 (燃料と被覆管の相互作用)	約1%	3%

第3.7.8表 基礎試験用要素 (使用末期) の設計仕様及び設計条件 (変更なし)

第3.7.9表 基礎試験用要素 (使用末期) の設計結果

項目	設計結果	制限値又は許容値
燃料最高温度 (過出力時)	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約7.09MPa	—
クリープ寿命分数和	約2.0	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約108.2N/mm ²	135.1N/mm ²
過出力時	約113.0N/mm ²	118.3N/mm ²

第3.7.1図 ~ 第3.7.11図 (変更なし)

3.8 ~ 3.12
(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）

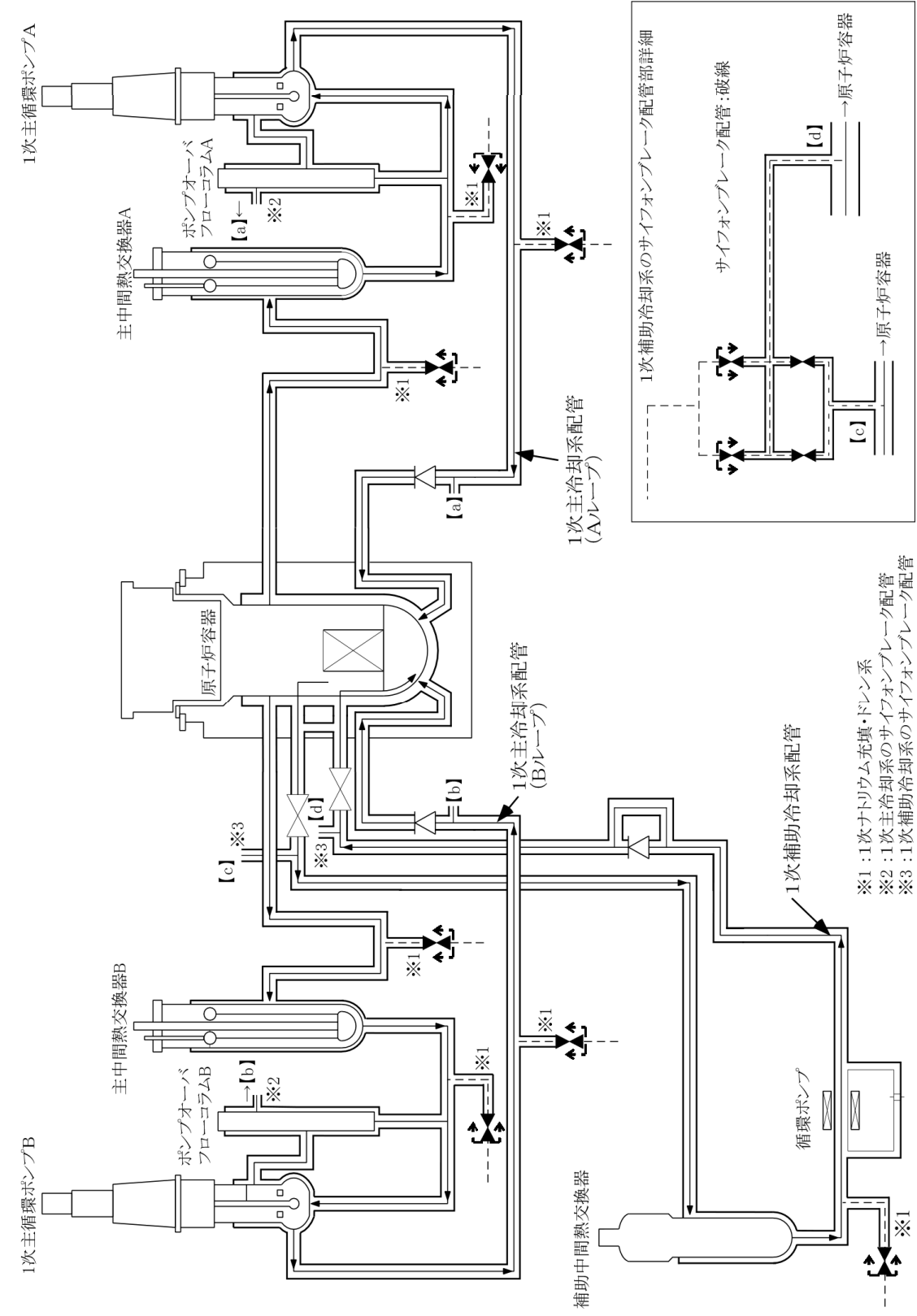
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正（第4回）の方針

【添付書類8（5. 原子炉冷却系統施設）】

変更前 (2023. 2. 22 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。</p> <p>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。</p> <p>なお、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、オーバフローコラム及び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つては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。</p> <p>(以下、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>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。</p> <p>なお、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(第5.1.2図参照)、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、オーバフローコラム及び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つては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。</p> <p>(以下、変更なし)</p>

第 5.1.1 図 (省略)

第 5.1.1 図 (変更なし)



※1 : 1次ナトリウム充填・ドレン系
 ※2 : 1次主冷却系のサイフォンブレイク配管
 ※3 : 1次補助冷却系のサイフォンブレイク配管

破線の矢印より原子炉容器側で原子炉冷却材を内包する容器・配管・ポンプ・弁(二重構造部)が原子炉冷却材バウンダリを構成

第 5.1.2 図 原子炉冷却材バウンダリ説明図

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>5.2 1次主冷却系</p> <p>5.2.1 概要 (省略)</p> <p>5.2.2 主要設備 5.2.2.1～5.2.2.2 (省略)</p> <p>5.2.2.3 配管</p> <p>1次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び1次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管（内側）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1次主冷却系には、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のオーバフローコラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の1次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。</p> <p>材質 ステンレス鋼 <u>外形寸法 約 510mm (原子炉容器出口配管)</u></p> <p>5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時</p> <p>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。</p> <p>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にあっては、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。</p> <p>第5.2.1図～第5.2.2図 (省略)</p>	<p>5.2 1次主冷却系</p> <p>5.2.1 概要 (変更なし)</p> <p>5.2.2 主要設備 5.2.2.1～5.2.2.2 (変更なし)</p> <p>5.2.2.3 配管</p> <p>1次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び1次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管（内側）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1次主冷却系には、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のオーバフローコラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の1次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。</p> <p>材質 ステンレス鋼 <u>外径寸法 原子炉容器出口配管 約 510mm</u> <u>原子炉容器入口配管 約 320mm</u> <u>配管肉厚 原子炉容器出口配管 約 9.5mm</u> <u>原子炉容器入口配管 約 6.5mm</u></p> <p>5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時</p> <p>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。</p> <p>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<u>(オーバフローコラムよりカバーガスであるアルゴンガスを当該配管を介して導入することでサイフォンブレイクさせる。)</u>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にあっては、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。<u>また、1次主冷却系サイフォンブレイク配管に電磁流量計を設けることで、1次主冷却系サイフォンブレイク配管の異常の早期検知を図る。</u></p> <p>第5.2.1図～第5.2.2図 (変更なし)</p>

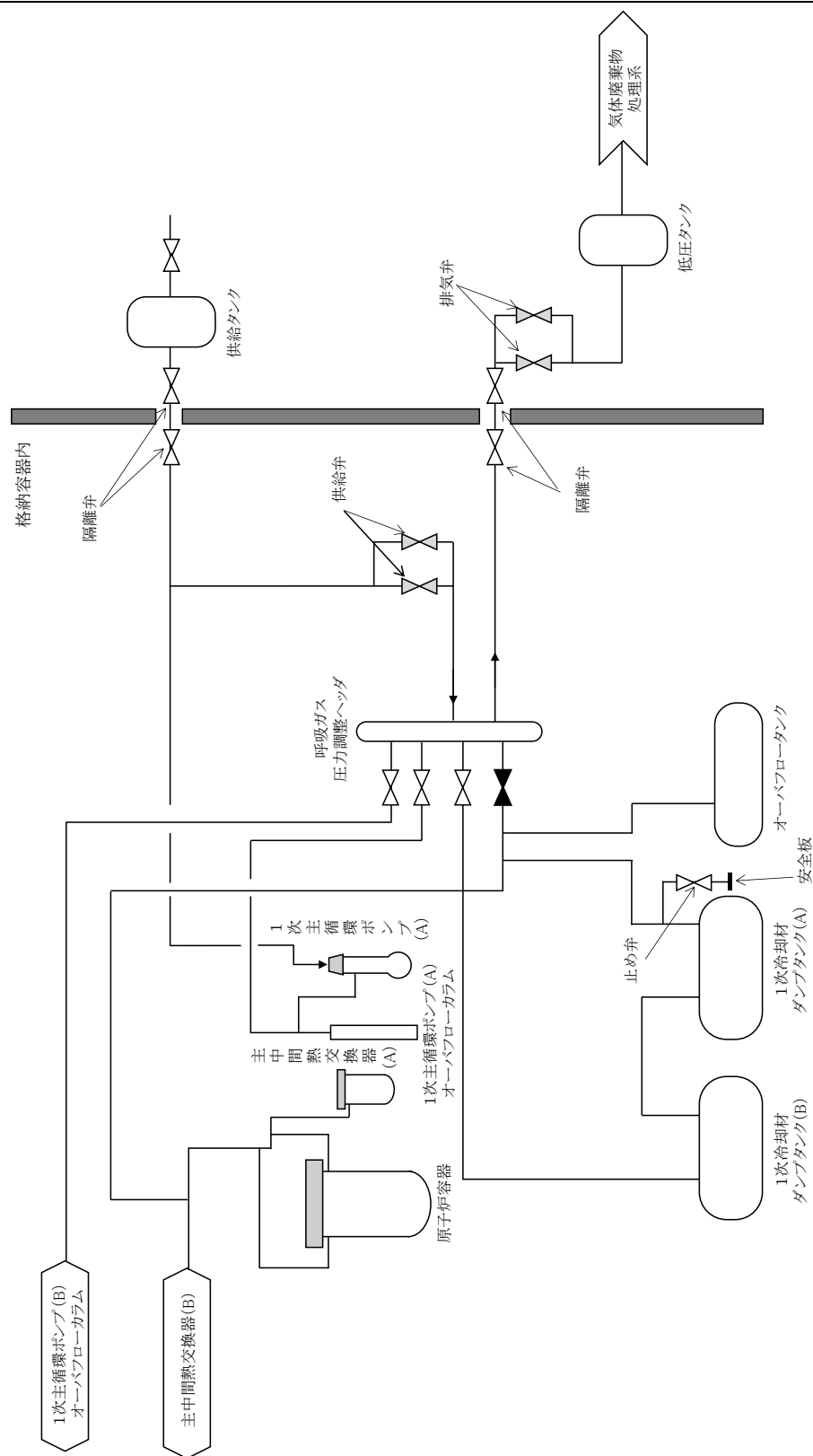
変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>5.3 2次主冷却系</p> <p>5.3.1 概要 (省略)</p> <p>5.3.2 主要設備</p> <p>5.3.2.1 ~ 5.3.2.2 (省略)</p> <p>5.3.2.3 配管</p> <p>2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを経由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。</p> <p>材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)</p> <p><u>外形</u>寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)</p> <p>第 5.3.1 図 ~ 第 5.3.2 図 (省略)</p> <p>5.4 非常用冷却設備 (省略)</p> <p>5.5 補助冷却設備 (省略)</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であっても、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</p> <p>型式 たて置シェルアンドチューブ型</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約 2.6MW</p> <p>使用材料 ステンレス鋼</p> <p>(ii) 循環ポンプ</p> <p>型式 電磁式</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約 56t/h</p>	<p>5.3 2次主冷却系</p> <p>5.3.1 概要 (変更なし)</p> <p>5.3.2 主要設備</p> <p>5.3.2.1 ~ 5.3.2.2 (変更なし)</p> <p>5.3.2.3 配管</p> <p>2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを経由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。</p> <p>材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)</p> <p><u>外径</u>寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)</p> <p>第 5.3.1 図 ~ 第 5.3.2 図 (変更なし)</p> <p>5.4 非常用冷却設備 (変更なし)</p> <p>5.5 補助冷却設備 (変更なし)</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であっても、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</p> <p>型式 たて置シェルアンドチューブ型</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約 2.6MW</p> <p>使用材料 ステンレス鋼</p> <p>(ii) 循環ポンプ</p> <p>型式 電磁式</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約 56t/h</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(iii) 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 <u>約 110mm (原子炉容器出入口配管)</u></p> <p>多量の放射性物質等を放出する事故等時 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であっても、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。</p> <p>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<u>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</u>で、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、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。</p> <p>(2) (省略)</p> <p>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時 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。</p>	<p>(iii) 配管 材質 ステンレス鋼 外径寸法 <u>原子炉容器出口配管 約 110mm</u> <u>原子炉容器入口配管 約 90mm</u> <u>配管肉厚 原子炉容器出口配管 約 4.0mm</u> <u>原子炉容器入口配管 約 4.0mm</u></p> <p>多量の放射性物質等を放出する事故等時 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であっても、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。</p> <p>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、<u>1次補助冷却系における冷却材の漏えい、原子炉容器の冷却材液位の低低信号レベル（原子炉容器通常ナトリウム液位－320mm）到達及びポニーモータ1台の停止を検知し、自動的に1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を作動（「開」動作）させることで、1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からカバーガスであるアルゴンガスを導入してサイフォン現象による1次補助冷却系配管からの冷却材の流出を防止し、</u>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、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>また、1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁については、多重化により信頼性を確保する。</u></p> <p>(2) (変更なし)</p> <p>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時 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。</p> <p><u>補助冷却設備は、1次主冷却系又は2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ものとし、電磁式の循環ポンプを用いることで、冷却材の循環について、機械式の1次主循環ポンプに対して多様性を確保する。また、原子炉運転時において、1次補助冷却系の電磁式の循環ポンプは、原子炉容器の冷却材液位が低低信号レベル（原子炉容器通常ナトリウム液位－320mm）まで到達等した場合に自動起動するように設計するとともに、2次補助冷却系の電磁式の循環ポンプは運転状態を維持できるようにすることで、運転員の操作に期待しなくても炉心の冷却に必要な機能を有</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>第 5. 5. 1 図 (省略)</p> <p>5. 6 ~ 5. 7 (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、シールガス及びパ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。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。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、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。また、この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。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パ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>多量の放射性物質等を放出する事故等時</p> <p>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)。</p>	<p><u>する設計とする。</u></p> <p>第 5. 5. 1 図 (変更なし)</p> <p>5. 6 ~ 5. 7 (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、シールガス及びパ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。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。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、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。また、この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。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パ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>多量の放射性物質等を放出する事故等時</p> <p>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>なお、安全板までの1次アルゴンガス系配管部等に</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(2) 2次アルゴンガス系 (省略)</p>	<p><u>は、ヒータを設置し、ナトリウムの凝固による閉塞を防止する。</u></p> <p>(2) 2次アルゴンガス系 (変更なし)</p>

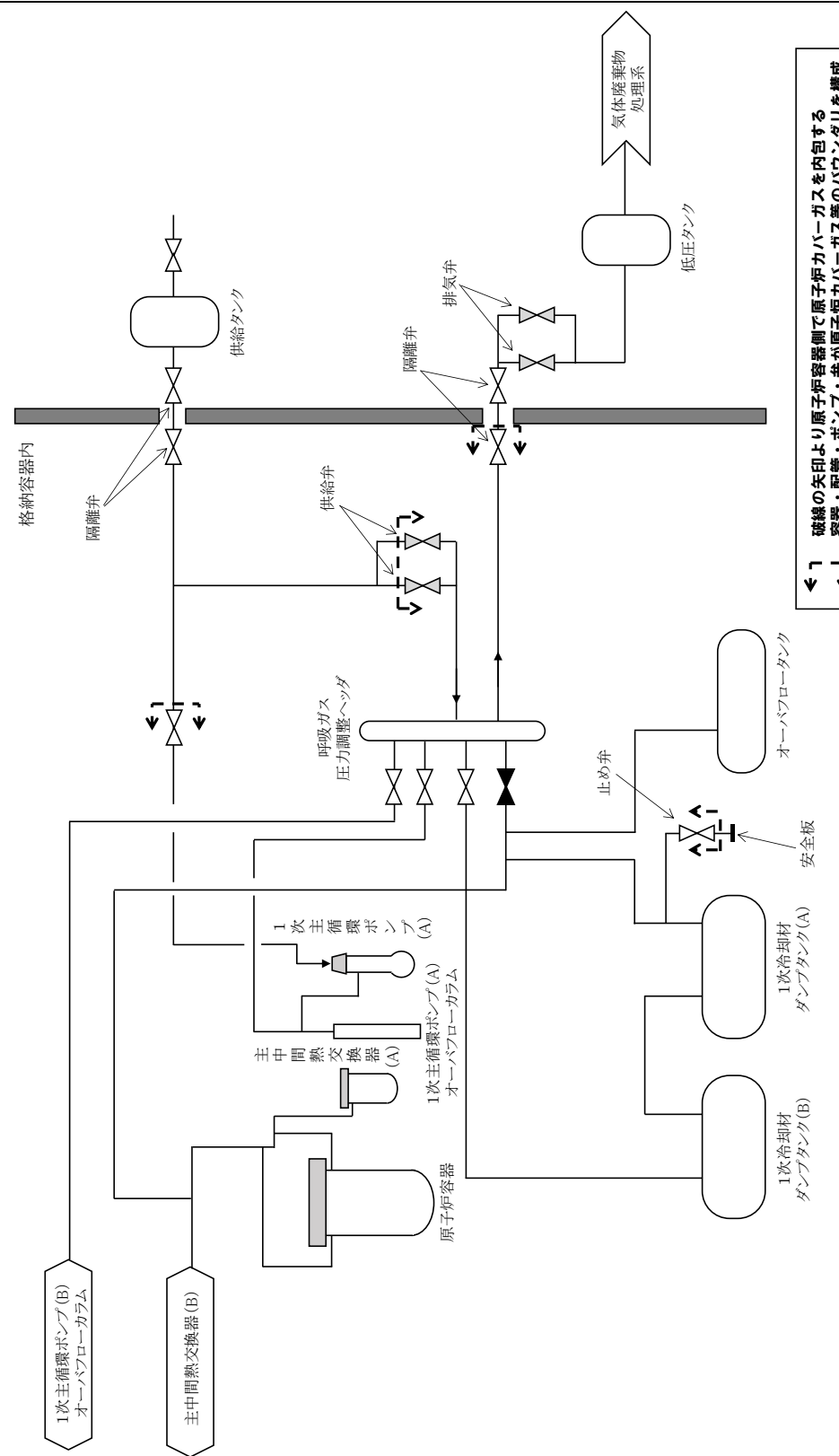
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



5.9 ナトリウム予熱設備
(省略)

第 5.8.1 図 1次アルゴンガス系系統図

変更後



5.9 ナトリウム予熱設備
(変更なし)

第 5.8.1 図 1次アルゴンガス系系統図

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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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 (省略)</p> <p>10.2 非常用電源設備 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> <p>(1)～(2) (省略)</p> <p>10.3～10.9.1 (省略)</p> <p>10.9.2 感知設備 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生し、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"> ・ 光学式（主冷却器及び補助冷却器に使用） ・ 通電式（主冷却器及び補助冷却器以外に使用） <p>(2) 火災感知設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アナログ式の煙感知器 ・ アナログ式の熱感知器 	<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 (変更なし)</p> <p>10.2 非常用電源設備 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。</p> <p>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。</p> <p><u>さらに、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p>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>(1)～(2) (変更なし)</p> <p>10.3～10.9.1 (変更なし)</p> <p>10.9.2 感知設備 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生し、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"> ・ 光学式（主冷却器及び補助冷却器に使用） ・ 通電式（主冷却器及び補助冷却器以外に使用） <p>(2) 火災感知設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アナログ式の煙感知器 ・ アナログ式の熱感知器

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>アナログ式の熱感知</u>カメラ ・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器 ・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器 ・ 非アナログ式の炎感知器 (赤外線方式) <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。</p> <p>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。</p> <p>(1) 一般電話回線</p> <p>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。</p> <p>(2) 災害時優先回線</p> <p>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。</p> <p>(3) 衛星回線</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>「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、</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>赤外線感知機能等を備えた監視</u>カメラ ・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器 ・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器 ・ 非アナログ式の炎感知器 (赤外線方式) <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。</p> <p>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<u>おそれのある</u>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。</p> <p>(1) 一般電話回線</p> <p>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。</p> <p>(2) 災害時優先回線</p> <p>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。</p> <p>(3) 衛星回線</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>「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、</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

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

(省略)

(1) 資機材の設計方針

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。

- (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。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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。

変更後

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

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

(変更なし)

(1) 資機材の設計方針

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。

- (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 (圧力、温度、中性子照射量等)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おいて想定される荷重に耐え、その設置場所に応じた環境条件を考慮しても、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。
- (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。
- (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 よう、必要な箇所の機能・性能の確認や分解点検等ができる構造とすること。
- (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。 また、当該切替を確実に実施できるように手順を整備するとともに、必要な訓練を行うものとする。
- (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。
- (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場所は、 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 (放射線量、温度、ナトリウム漏えいの有無等) を考慮しても、当該操作を行うことができるように選定すること。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>b. 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。</p> <p>c. 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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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。</p> <p>(x) 可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 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<u>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. 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。</p> <p>d. 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。</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。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。</p> <p>a. 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。</p> <p>b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</p>	<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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>原子炉施設の特長や構造上、多様性の確保が困難な場合には、設計基準事故に対処するための設備に対して独立性を確保した上で、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能が有効に発揮されるように、信頼性を確保したもとする。</u></p> <p>b. 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。</p> <p>c. 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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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。</p> <p>(x) 可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 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<u>場所は、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（放射線量、温度、ナトリウム漏えいの有無等）を考慮しても、当該設置及び操作を行うことができるように選定すること。</u></p> <p>c. 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。</p> <p>d. 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。</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。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。</p> <p>a. 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。</p> <p>b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>イ. 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。</p> <p>ロ. 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。</p> <p>ハ. 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。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</p> <p>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。）</p> <p>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）</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>イ. 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。</p> <p>ロ. 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。</p> <p>ハ. 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。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</p> <p>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。）</p> <p>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）</p> <p>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</p> <p>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><u>代替原子炉トリップ信号（原子炉出口冷却材温度高及び1次主循環ポンプトリップ）は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故において動作を期待している原子炉トリップ信号と異なるものとし、設計基準事故に対処するための設備に対して、多様性を考慮する。</u></p> <p>g. 原子炉冷却材バウンダリ</p>

変更前 (2023.2.22 付補正)	変更後
<p>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 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 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。) 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 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 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 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 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> <p>o. 安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。) 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 <u>及び</u> ヒートシンク材 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 <u>鋼製のライナ上</u> に、断熱材 <u>及び</u> 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 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 設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。</p>	<p>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 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 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。) 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 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 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 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 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> <p>o. 安全容器 (コンクリート遮へい体冷却系を含む。) 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、<u>ヒートシンク材及びライナ</u> 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 <u>ダンプタンク</u> 室に、断熱材、<u>ヒートシンク材 (アルミナ) 及び鋼製のライナ</u> を整備する。</p> <p>q. 関連する核計装 設備については、「6.2 核計装」に示す。<u>核計装 (線形出力系) は、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、その機能を維持し、その指示値の低下により、原子炉が停止したこと及び原子炉の停止状態が維持されていることが確認できるものとする。</u></p> <p>r. 関連するプロセス計装 設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。<u>以下の監視に係るプロセス計装は、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、その指示値により、措置等が有効に機能していることを確認できるものとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉入口冷却材温度</u> ・ <u>原子炉出口冷却材温度</u> ・ <u>1次主冷却系冷却材流量</u> ・ <u>2次主冷却系冷却材流量</u> ・ <u>主冷却器出口冷却材温度</u> ・ <u>1次補助冷却系冷却材温度</u> ・ <u>1次補助冷却系冷却材流量</u> ・ <u>補助冷却器出口冷却材温度</u>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>s. 遅発中性子法燃料破損検出設備 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。) 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 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 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>a. 可搬式ポンプ及びホース 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 193,000m³) を使用する。</p> <p>b. 水冷却池 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。</p> <p>c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー 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 (省略)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>2次補助冷却系冷却材流量</u> ・ <u>コンクリート遮へい体冷却系窒素ガス温度</u> ・ <u>コンクリート遮へい体窒素ガス冷却器の冷却水流量</u> ・ <u>原子炉内ナトリウム液位</u> ・ <u>燃料集合体出口ナトリウム温度</u> <p>s. 遅発中性子法燃料破損検出設備 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。) 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。<u>また、仮設電源ケーブルを配備する。</u></p> <p>u. 仮設計器 温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗<u>及び電圧</u>測定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 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>a. 可搬式ポンプ及びホース 可搬式ポンプは、給水に必要な容量 (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。<u>また、可搬式ポンプは、エンジン内蔵のポンプとし、SBO 時にも使用できるものとする。</u> <u>可搬式ポンプ駆動用の燃料は、7 日間以上にわたる給水が可能な容量 (ガソリン 200L) を貯蔵し、十分な容量を確保する。</u> 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 193,000m³) を使用する。</p> <p>b. 水冷却池 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。</p> <p>c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー 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 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p data-bbox="270 233 546 264">第 10. 11. 1 図 (省略)</p> <p data-bbox="270 323 468 401">10. 12 実験設備 (省略)</p>	<p data-bbox="1507 233 1834 264">第 10. 11. 1 図 (変更なし)</p> <p data-bbox="1507 323 1706 401">10. 12 実験設備 (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4回）の方針

【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 ～ 3.5 (省略)</p> <p>3.6 冷却材流路閉塞事故</p> <p>3.6.1 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1次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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。</p> <p>燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。</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) 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。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。</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. 設計基準事故</p> <p>3.1 ～ 3.5 (変更なし)</p> <p>3.6 冷却材流路閉塞事故</p> <p>3.6.1 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1次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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。</p> <p>燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。</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) 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。<u>また、燃料集合体等の交換時に、異物が混入することを防止するため、品質管理や工程管理を十分に行う。</u></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。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。</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>

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
<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) 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/m²K⁽⁹⁾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3.6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℃、冷却材最高温度は約610℃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℃、冷却材最高温度は約610℃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>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</p> <p>この事故において、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。</p> <p>3.7 ～ 3.12 (省略)</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。<u>また、閉塞物の厚みは22mmとする。</u></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) 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/m²K⁽⁹⁾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3.6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℃、冷却材最高温度は約610℃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℃、冷却材最高温度は約610℃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>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</p> <p>この事故において、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。</p> <p>3.7 ～ 3.12 (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4回）の方針

【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 (2023. 2. 22 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 安全評価に関する基本方針 (省略)</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 (省略)</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 (省略)</p> <p>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</p> <p>4.3.2.1 ～ 4.3.2.6 (省略)</p> <p>4.3.2.7 資機材に関する手順書の整備及び教育訓練</p> <p>多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じるための手順書を整備する。また、措置の実施に関して、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。これらについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。</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 安全評価に関する基本方針 (変更なし)</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 (変更なし)</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 (変更なし)</p> <p>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</p> <p>4.3.2.1 ～ 4.3.2.6 (変更なし)</p> <p>4.3.2.7 資機材に関する手順書の整備及び教育訓練</p> <p>多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じるための手順書及び体制を整備する。また、措置の実施に関して、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。これらについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定めるが、<u>手順書及び体制の整備並びに教育及び訓練の方針を以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 手順書の整備</u></p> <p>a. <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の発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確かつ柔軟に対処し、炉心の著しい損傷を防止又は炉心の著しい損傷に至る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できるように手順書を整備する。手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書を整備する。</u></p> <p>b. <u>施設の状態の把握及び多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。</u></p> <p>c. <u>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監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。</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の対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する。</u></p> <p>e. <u>有効性評価等にて整理した情報を、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書に整理する。</u></p> <p>f. <u>原子炉施設に立ち入る見学者等には、職員等が立ち会う。また、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時は、中央制御室又は現場指揮所等から一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる手順を整備する。</u></p> <p><u>(2) 体制の整備</u></p> <p>a. <u>専門性及び経験を考慮した要員の構成を行う。</u></p> <p>b. <u>指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対策を実施し得る体制を整備する。また、責任者と代</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
	<p><u>理者、代理順位をあらかじめ定め、配置する。</u></p> <p><u>c. 大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時発災を想定しても、対応できる体制を整備する。</u></p> <p><u>d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の対策の実施状況について、大洗研究所内外の組織へ情報提供を行うことができる体制を整備する。</u></p> <p><u>(3) 教育及び訓練の方針</u></p> <p><u>a. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する。</u></p> <p><u>b. 要員の役割に応じて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。また、運転員と現場対応班が連携して一連の活動を行うための訓練等を定期的に計画する。</u></p> <p><u>c. 普段から保守点検活動を行って実務経験を積むことなどにより、原子炉施設について熟知する。</u></p> <p><u>d. 高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する。</u></p> <p><u>e. 設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時訓練を行う。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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)～(2) (省略)</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. 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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。</p> <p>b. 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による原子炉容器内冷却を可能とする。</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)～(2) (変更なし)</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. 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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。</p> <p>b. 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による原子炉容器内冷却を可能とする。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>c. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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）へ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 (省略)</p> <p>(4) 資機材 (省略)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 <u>4</u> 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 (i) 炉心損傷防止措置 (省略) (ii) 格納容器破損防止措置 i) 基本ケース i. 起因過程の解析 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 SAS 4 A により解析する。</p>	<p>c. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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。<u>本措置は、e. 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。</u></p> <p>e. 格納容器（床上）へ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>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) 資機材 (変更なし)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 <u>2</u> 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。<u>また、炉心損傷防止に係る自主対策に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。</u> 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 (i) 炉心損傷防止措置 (変更なし) (ii) 格納容器破損防止措置 i) 基本ケース i. 起因過程の解析 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 SAS 4 A により解析する。</p>

a. 解析条件

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。

- 1) 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。
- 2) 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。
- 3) 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。
- 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。
- 5) 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。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 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。
- 9) 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。
- 10) 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。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.7図及び第4.3.3.1.8図に示す。
(省略)

a. 解析条件

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。

- 1) 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。
- 2) 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。
- 3) 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。
- 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。
- 5) 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。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 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。
- 9) 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。
- 10) 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するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は昇温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の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。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.7図及び第4.3.3.1.8図に示す。
(変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4. 3. 3. 1. 10 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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) 並びに液体スチール及びスチール粒子は、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。 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。 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 : 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、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。 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に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 	<p>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、初期値の約 1.030℃からほとんど上昇せずに低下に転じ、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。</p> <p>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。</p> <p>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4. 3. 3. 1. 10 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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) 並びに液体スチール及びスチール粒子は、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。 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。 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 : 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、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。 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に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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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、可動性のある燃料チャンク（未熔融の固体燃料粒子）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 （省略）</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の解析</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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>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、<u>健全形状の炉心に対して</u>定格運転時の約 10%流量を再現するように<u>出入口</u>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、可動性のある燃料チャンク（未熔融の固体燃料粒子）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 （変更なし）</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の解析</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。<u>1 次主冷却系流量等の境界条件は Super-COPD で計算する。以上の Super-COPD による計算において、全炉心が閉塞した遷移過程終状態での 1 次主冷却系流量は定格運転時の約 3%である。</u>本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 400μm、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チ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$^{\circ}$C、約 420$^{\circ}$C及び 350$^{\circ}$Cとする。</p> <p>8) 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。</p>	<p>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 400μm、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チ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$^{\circ}$C、約 420$^{\circ}$C及び 350$^{\circ}$Cとする。</p> <p>8) 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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>9) 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。</p> <p>10) 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逃して、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。</p> <p>11) 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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>本評価事故シーケン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>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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、</p>	<p>9) 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。</p> <p>10) 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逃して、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。</p> <p>11) 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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>本評価事故シーケン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>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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、</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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、S U S 3 0 4のクリープ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>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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>③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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>iv. 機械的応答過程の解析</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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 S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V 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 A U T O D</p>	<p>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、S U S 3 0 4のクリープ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>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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>③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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。<u>ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器において、原子炉容器及び原子炉容器内の構造物の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量等により発生する応力は約 11MPa（1次応力）であり、S U S 3 0 4 について 800℃で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。S U S 3 0 4 について 900℃までの温度条件におけるクリープ試験結果を第 4. 3. 3. 1. 16 図に示す。</u>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>iv. 機械的応答過程の解析</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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 S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V 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原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>YNで解析する。AUTODYNにおける解析体系を第4.3.3.1. <u>17</u> 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. <u>18</u> 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 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。 2) SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生時の解析は、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イール温度は、「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イール温度も示した。 3) 炉心部から上部プレナムへと溶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溶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。 4) 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時の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。 5) 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。 6) 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。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時の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は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。 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>b. 解析結果</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 機械的エネルギーの発生 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 	<p>YNで解析する。AUTODYNにおける解析体系を第4.3.3.1. <u>18</u> 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. <u>19</u> 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 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。 2) SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生時の解析は、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イール温度は、「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イール温度も示した。 3) 炉心部から上部プレナムへと溶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溶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。 4) 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時の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。 5) 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。 6) 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。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時の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は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。 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>b. 解析結果</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 機械的エネルギーの発生 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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>と熔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熔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>と熔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熔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><u>第 4.3.3.1.20 図に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を示す。</u> 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><u>第 4.3.3.1.21 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。</u> 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。<u>各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。</u></p> <p><u>第 4.3.3.1.22 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値) を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 0kg、0kg 及び 7kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。</u></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>

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。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。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 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。
- 3) 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。
- 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、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。
- 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。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 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。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1. [20](#)図から第4.3.3.1. [22](#)図に示す。

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。

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/cm²[gage]（約0.092MPa[gage]）まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage]（約0.13MPa[gage]）を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、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。

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約0.76vol%まで上昇するが、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

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となり、100TBq

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。解析体系を第4.3.3.1. [23](#)図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 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。
- 3) 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。
- 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、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。
- 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。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 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。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1. [24](#)図から第4.3.3.1. [26](#)図に示す。

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。

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/cm²[gage]（約0.092MPa[gage]）まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage]（約0.13MPa[gage]）を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、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。

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約0.76vol%まで上昇するが、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

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となり、100TBq

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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>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、沸騰開始時刻</p>	<p>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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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>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、沸騰開始時刻</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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集合体は被覆管の熔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、ラップ管熔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<u>変化しないか最大でも約4%以下の変化にとどまり</u>、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>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 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」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>具体的には、上述の不確かさを考慮して十分に保守的な想定を用いる以下の2つのケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。</p> <p>① 炉心中心への熔融燃料の凝集移動(炉心熔融プールのスロッシング)を発生させるケース:2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGTや反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた熔融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。</p> <p>② LGTの熔融貫通時の燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース:すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っておりFCIが発生する可能性があるLGTの位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られているFCIによる発生圧力を上回る強さのFCIを発生させる。</p>	<p>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、<u>燃料要素が損傷した</u>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集合体は被覆管の熔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、ラップ管熔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<u>基本ケースからの変化は僅少であり</u>、また<u>燃料要素が損傷した</u>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>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 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」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>具体的には、上述の不確かさを考慮して十分に保守的な想定を用いる以下の2つのケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。</p> <p>① 炉心中心への熔融燃料の凝集移動(炉心熔融プールのスロッシング)を発生させるケース:2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGTや反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた熔融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。</p> <p>② LGTの熔融貫通時の燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース:すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っておりFCIが発生する可能性があるLGTの位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られているFCIによる発生圧力を上回る強さのFCIを発生させる。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>①の解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1. 23 図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1. 24 図から第4.3.3.1. 26 図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう熔融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。</p> <p>②の解析は、S I M M E R - IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の熔融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するものこれに伴う炉心平均燃料温度は約4,070°Cであり、FCIによる圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。</p> <p>以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また1次元コンパクションを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価</p> <p>再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。</p> <p>下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80% (残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。</p> <p>なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%</p>	<p>①の解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1. 27 図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1. 28 図から第4.3.3.1. 30 図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう熔融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。</p> <p>②の解析は、S I M M E R - IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の熔融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するものこれに伴う炉心平均燃料温度は約4,080°Cであり、FCIによる圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。</p> <p>以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また1次元コンパクションを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価</p> <p>再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。</p> <p>下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80% (残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。</p> <p>なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。</p> <p>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約 70%の燃料が再熔融する時刻（事象発生から約 1,200 秒後）とする。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>27</u> 図に示す。<u>また、SUS304 について 900℃を超える温度条件におけるクリープ試験結果を第 4.3.3.1. 28 図に示す。</u></p> <p>デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2.8MPa（1 次応力）であり、SUS304 について 900℃<u>を超える</u>温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなく Sauter 平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。</p> <p>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>29</u> 図及び第 4.3.3.1. <u>30</u> 図に示す。</p> <p>伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。</p> <p>また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,900 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ</p>	<p>の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。</p> <p>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>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冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約 70%の燃料が再熔融する時刻（事象発生から約 1,200 秒後）とする。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>31</u> 図に示す。</p> <p>デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2.8MPa（1 次応力）であり、SUS304 について 900℃<u>までの</u>温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなく Sauter 平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。</p> <p>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>32</u> 図及び第 4.3.3.1. <u>33</u> 図に示す。</p> <p>伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。</p> <p>また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,900 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、これは「4. 3. 2. 6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度 (550℃) 以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が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し、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>iv. 機械的応答過程の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、評価項目の「(3) 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」の具体的な評価項目「②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」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 110℃及び約 2, 400℃である。</p> <p>上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3. 6MJ である。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 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4. 3. 3. 1. 31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、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. 7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。</p> <p>第 4. 3. 3. 1. 32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、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。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器 (床上) まで到達せず、原子</p>	<p>管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、これは「4. 3. 2. 6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度 (550℃) 以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が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し、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>iv. 機械的応答過程の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、評価項目の「(3) 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」の具体的な評価項目「②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」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 110℃及び約 2, 400℃である。</p> <p>上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3. 6MJ である。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 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4. 3. 3. 1. 34 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、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. 7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。</p> <p>第 4. 3. 3. 1. 35 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、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。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大で約 1. 6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p><u>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。</u> 各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で約 1.6% であり、破断伸び 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。</p> <p>以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、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、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器 (床上) への噴出は生じない。</p> <p>v. 格納容器応答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。この不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、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な液滴径を入力値として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、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み (約 1cm) を設定しており、これに対してプール厚みを 1/2 倍 (プール面積を 2 倍) とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の 10% 増加を考慮した解析を実施する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>33</u> 図から第 4.3.3.1. <u>35</u> 図に示す。</p> <p>格納容器 (床上) の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず (最高圧力は約 0.93kg/cm²[gage])、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する (最高温度は約 69°C) 程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器 (床上) の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積 (反応面積) の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず (約 0.77vol%)、燃焼限界濃度の 4vol% を下回る。</p> <p>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 0.085%、総放出量は約 0.34TBq 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た場合において、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た場合において、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</p>	<p>固定ボルトの健全性が損なわれることはない。第 4.3.3.1. <u>36</u> 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値) を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 31kg、29kg 及び 185kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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>以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、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、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器 (床上) への噴出は生じない。</p> <p>v. 格納容器応答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。この不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、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な液滴径を入力値として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、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み (約 1cm) を設定しており、これに対してプール厚みを 1/2 倍 (プール面積を 2 倍) とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の 10% 増加を考慮した解析を実施する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.1. <u>37</u> 図から第 4.3.3.1. <u>39</u> 図に示す。</p> <p>格納容器 (床上) の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず (最高圧力は約 0.93kg/cm²[gage])、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する (最高温度は約 69°C) 程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器 (床上) の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積 (反応面積) の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず (約 0.77vol%)、燃焼限界濃度の 4vol% を下回る。</p> <p>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 0.085%、総放出量は約 0.34TBq 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た場合において、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た場合において、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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)					変更後				
の放射性物質等の放出は防止される。					の放射性物質等の放出は防止される。				
第4.3.3.1.1表 炉心損傷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			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原子炉トリップ信号「電源喪失」	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」	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) 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」	代替原子炉トリップ信号発信	—	—	①代替原子炉トリップ信号「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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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					1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。 ①1次冷却材流量コントローラ ②ポニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②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 (2023. 2. 22 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

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（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。	① 1次主冷却系 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 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 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 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） 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

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。	① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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 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 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 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） 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 (2023. 2. 22 付補正)

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			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽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失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																			
	当直長	・運転操作指揮																			
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																		
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																		・「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	・原子炉自動停止失敗と判断																		・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	・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。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大																		・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。

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			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽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失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																			
	当直長	・運転操作指揮																			
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・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失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																		・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	・原子炉自動停止失敗と判断																		・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大																		・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボイマータ抵抗器で2名により10分以内に実施する。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

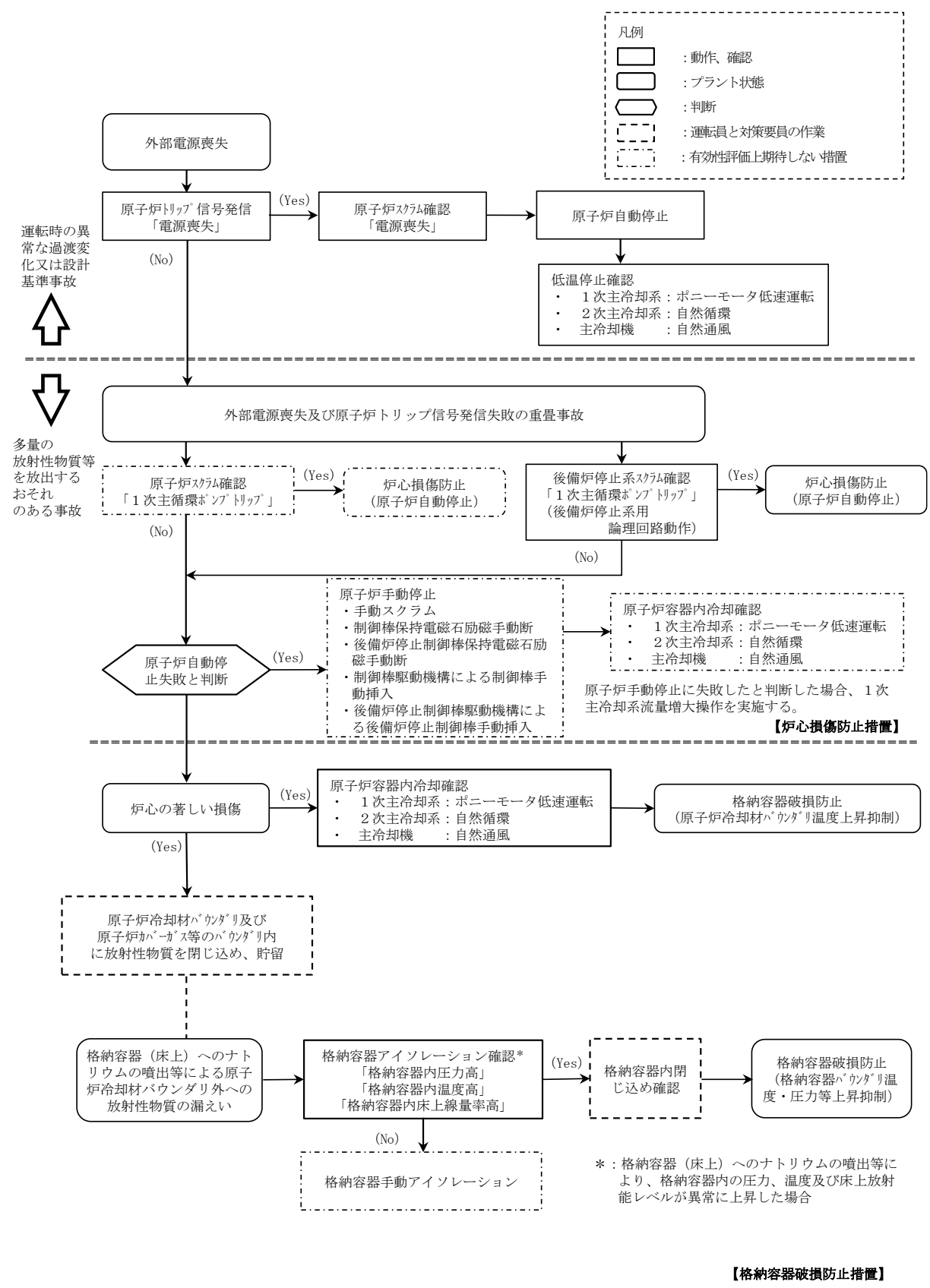
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考				
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60	120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
状況判断	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・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。 ・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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D	1 ・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																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・「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。 ・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。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。															・「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。 ・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。 ・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。

変更後

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

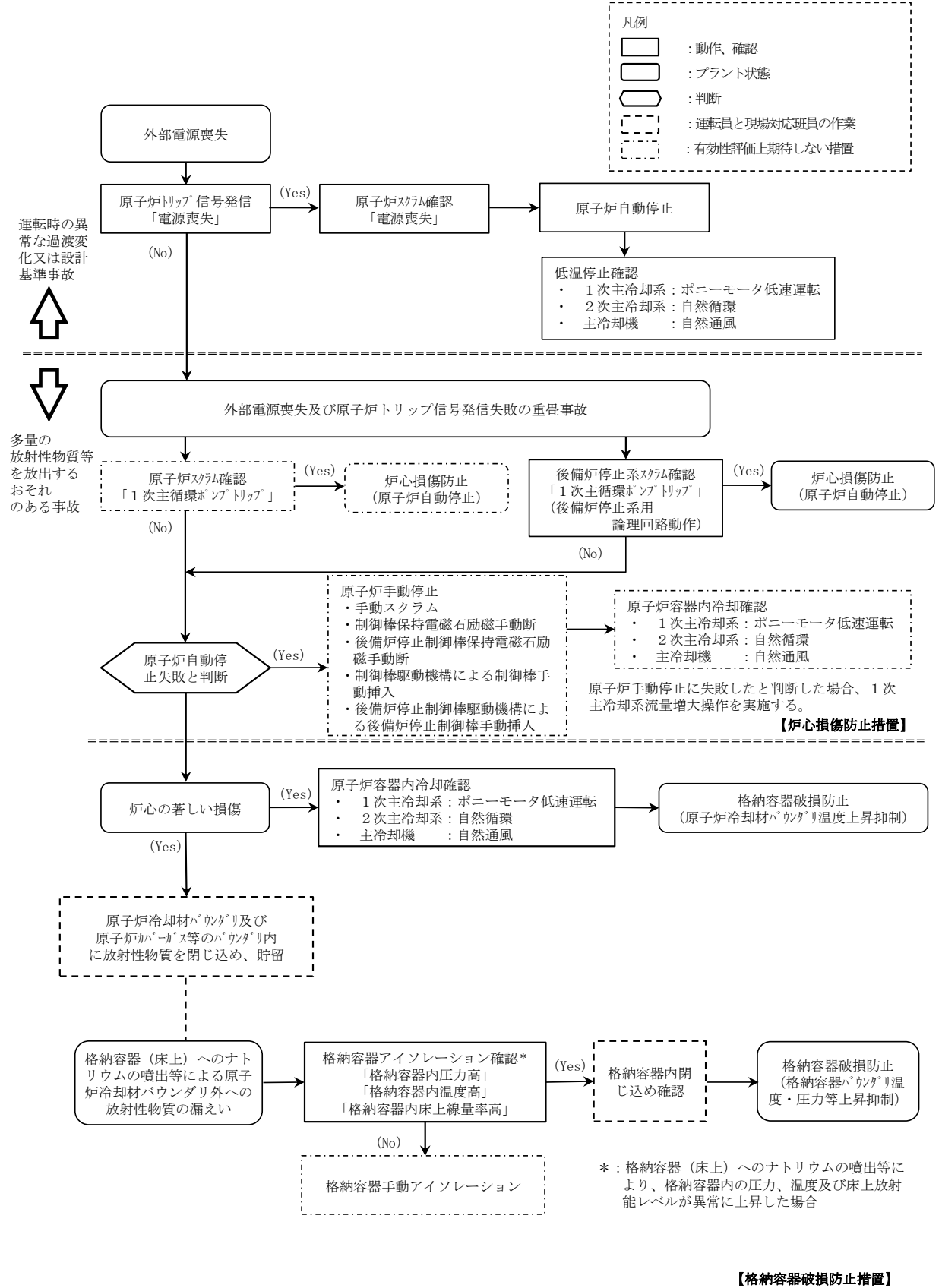
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考				
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60	120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	運転員D	1 ・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																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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。 ・上記の操作は、必要の際に、中央制御室で1名により10分以内を実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																・「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。 ・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。 ・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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



第4. 3. 3. 1. 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

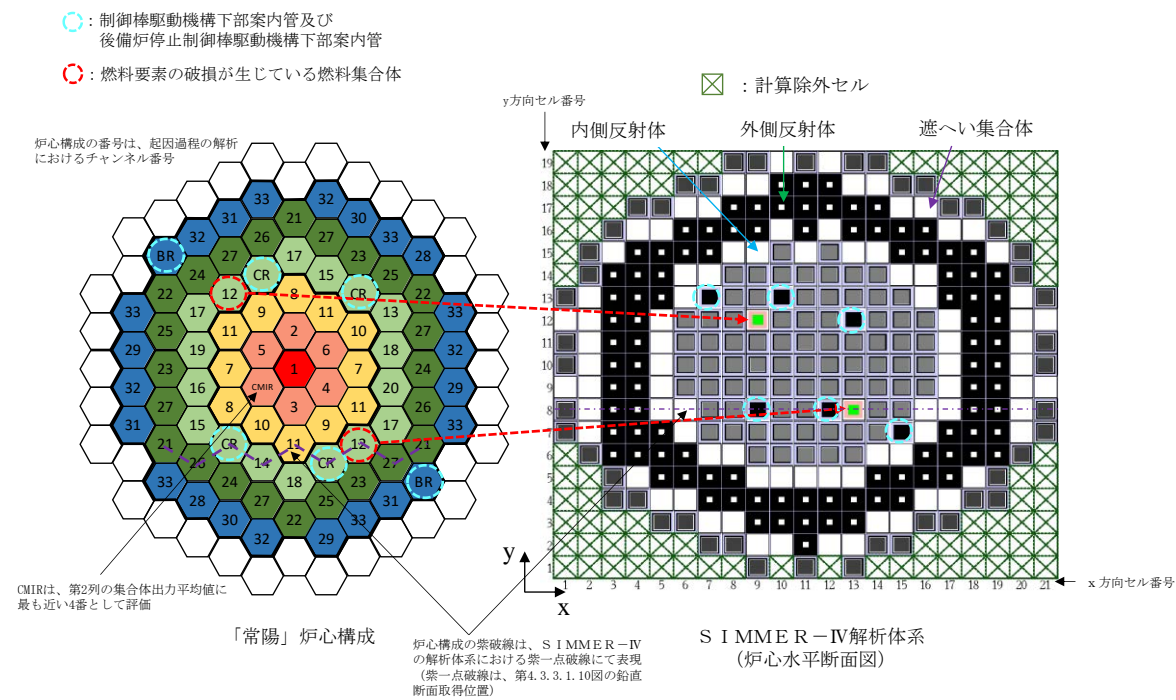


第4. 3. 3. 1. 1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

図 (省略)

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)

第 4.3.3.1.3 図～第 4.3.3.1.8 図 (省略)



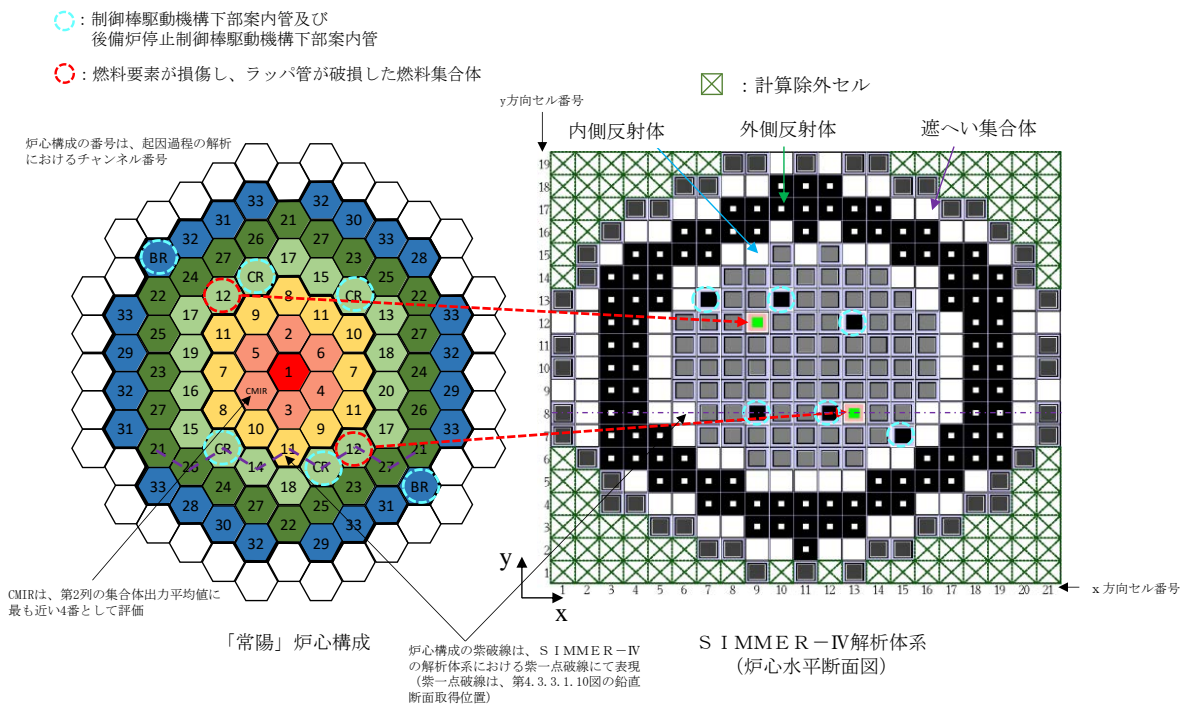
第 4.3.3.1.9 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)

第 4.3.3.1.10 図～第 4.3.3.1.15 図 (省略)

図 (変更なし)

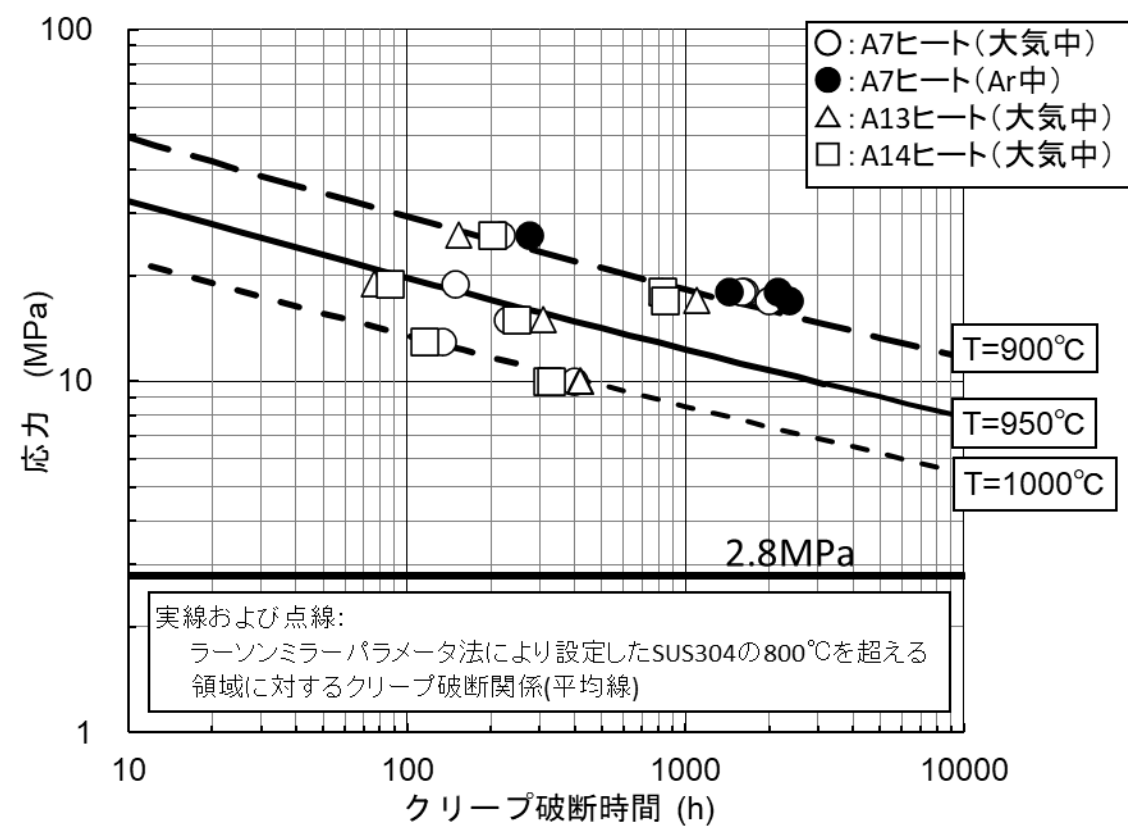
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

第 4.3.3.1.3 図～第 4.3.3.1.8 図 (変更なし)



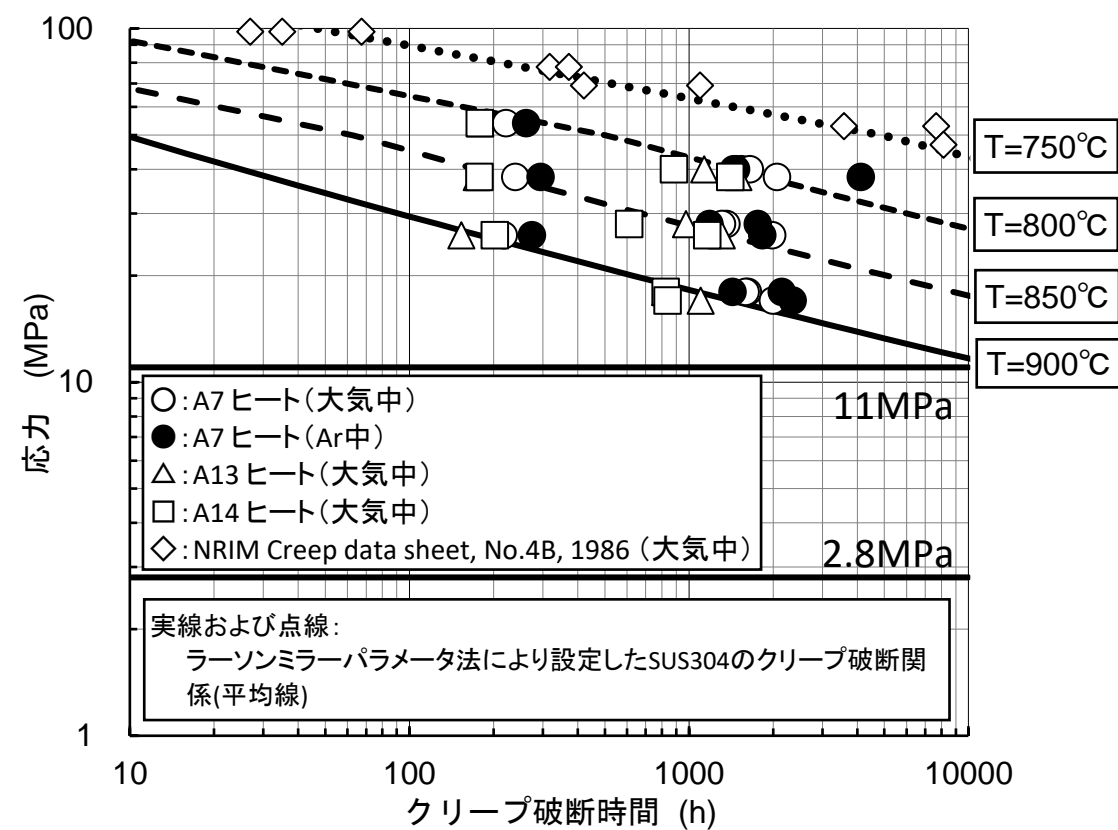
第 4.3.3.1.9 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)

第 4.3.3.1.10 図～第 4.3.3.1.15 図 (変更なし)



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)

第4.3.3.1.16図~第4.3.3.1.18図 (省略)

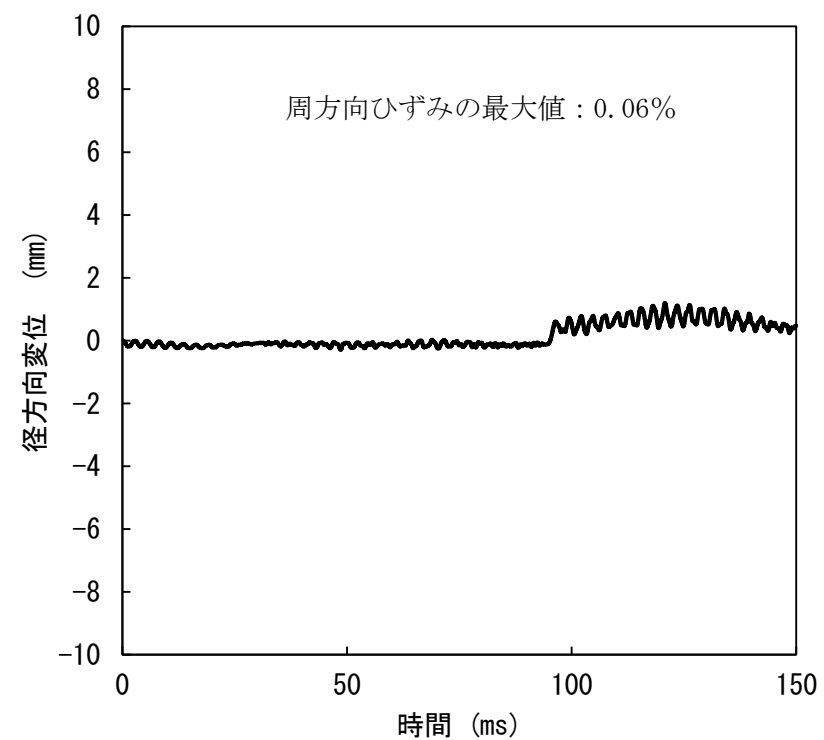


第4.3.3.1.16図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (750°Cから900°C)

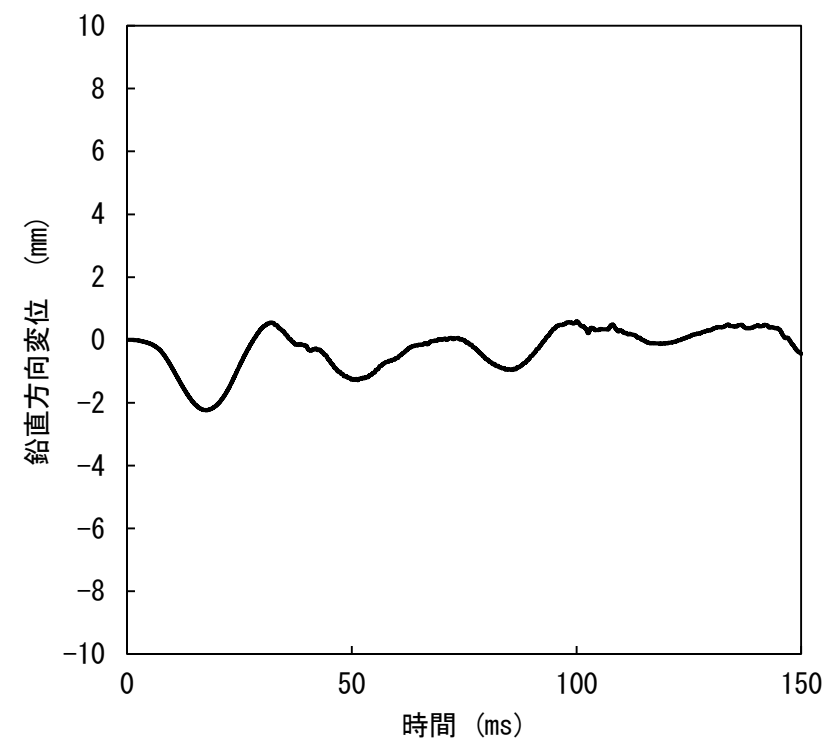
第4.3.3.1.17図~第4.3.3.1.19図 (図番のみ変更)

変更前 (2023. 2. 22 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

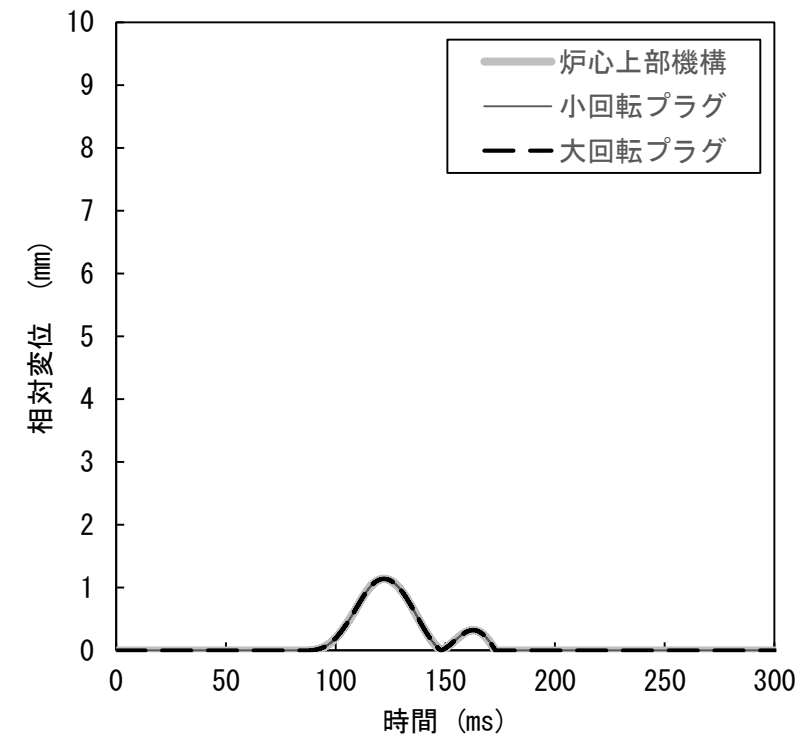


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.1.20 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 (2023. 2. 22 付補正)

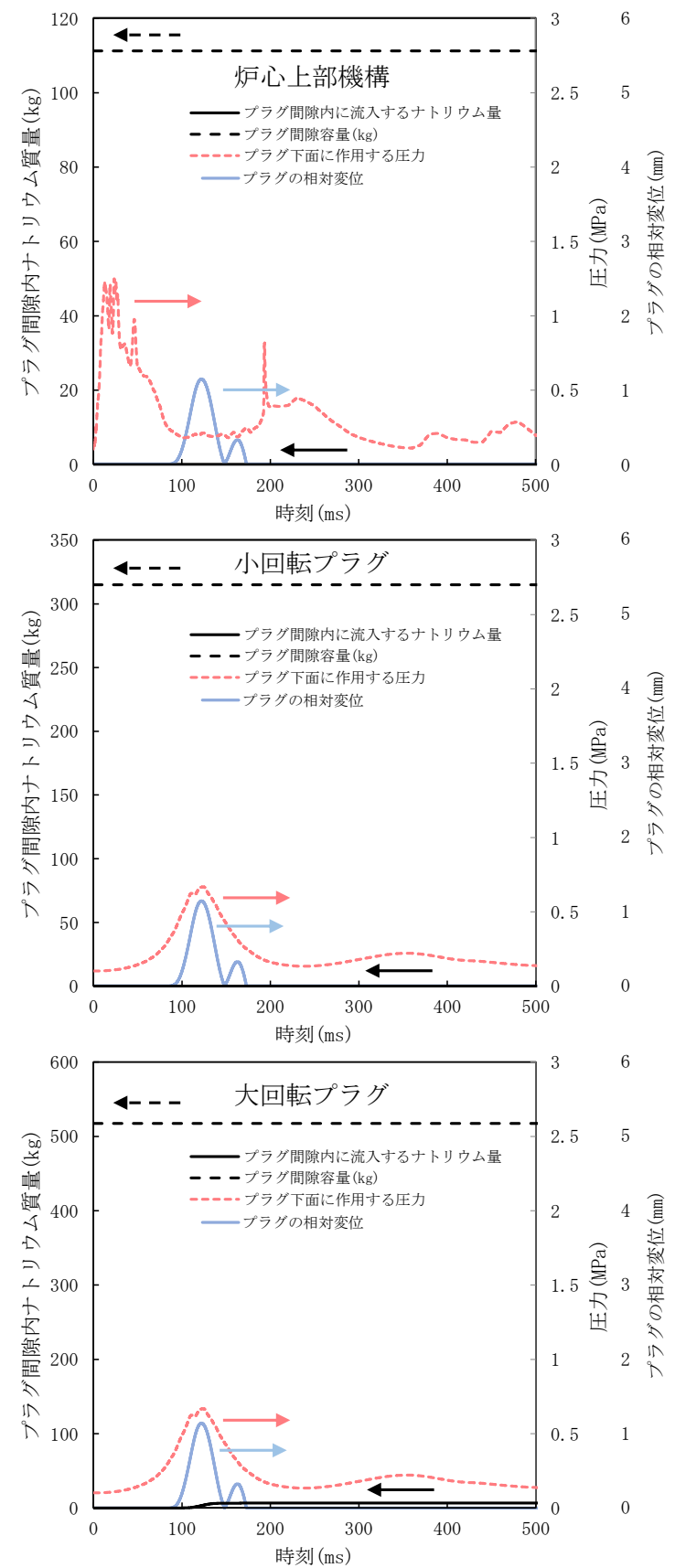
変更後



第 4. 3. 3. 1. 21 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果

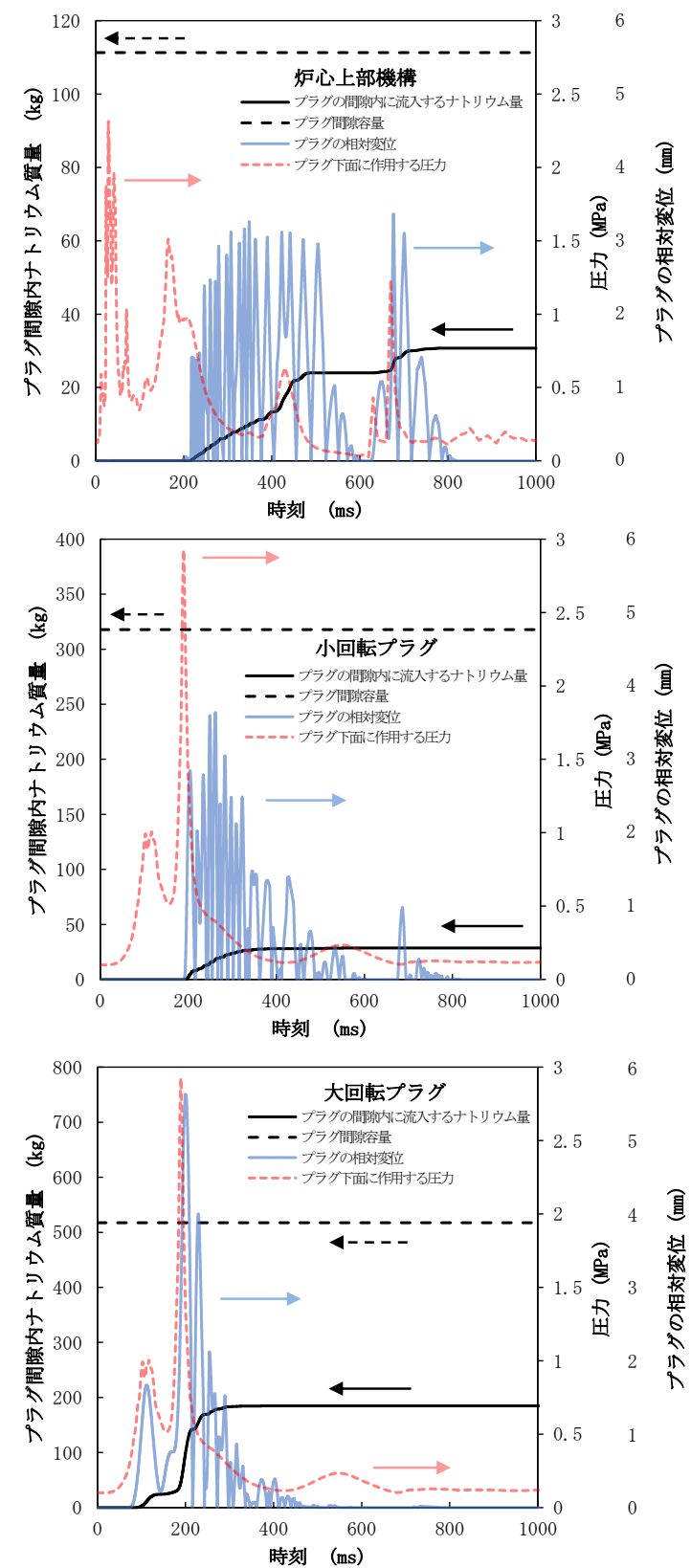
変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 1. 22 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
第4.3.3.1. <u>19</u> 図～第4.3.3.1. <u>32</u> 図 (省略)	第4.3.3.1. <u>23</u> 図～第4.3.3.1. <u>35</u> 図 (図番号のみ変更)



第 4. 3. 3. 1. 36 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)

第 4. 3. 3. 1. 33 図～第 4. 3. 3. 1. 35 図 (省略)

第 4. 3. 3. 1. 37 図～第 4. 3. 3. 1. 39 図 (図番のみ変更)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (1)～(2) (省略) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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. 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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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、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. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。</p> <p>b. 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を可能とする。</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 (1)～(2) (変更なし) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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. 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、<u>条件によっては</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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、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. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。</p> <p>b. 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を可能とする。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>c. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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）へ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 (省略)</p> <p>(4) 資機材 (省略)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 <u>4</u> 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 (省略)</p>	<p>c. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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。<u>本措置は、e. 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。</u></p> <p>e. 格納容器（床上）へ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>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) 資機材 (変更なし)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 <u>2</u> 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。<u>また、炉心損傷防止に係る自主対策に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。</u> 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 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)					変更後				
第4.3.3.2.1表 炉心損傷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原子炉トリップ信号「電源喪失」	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」	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) 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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)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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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					1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ポニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②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					下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材				

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第4.3.3.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

第4.3.3.2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 ②2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。	①1次アルゴンガス系 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 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 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） 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

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 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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 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 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 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） 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 (2023. 2. 22 付補正)

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

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) (作業に必要な要員数)	5 10 15 20 25 30 35 40 45 50 55 60 120 180 240																	
手順の項目		▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮 																	
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断																・「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	・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「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	・原子炉自動停止失敗と判断																・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	・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。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。

変更後

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

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) (作業に必要な要員数)	5 10 15 20 25 30 35 40 45 50 55 60 120 180 240																	
手順の項目		▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮 																	
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断																・「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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「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。 ・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	・原子炉自動停止失敗と判断																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボーンマン抵抗器盤で2名により10分以内を実施する。

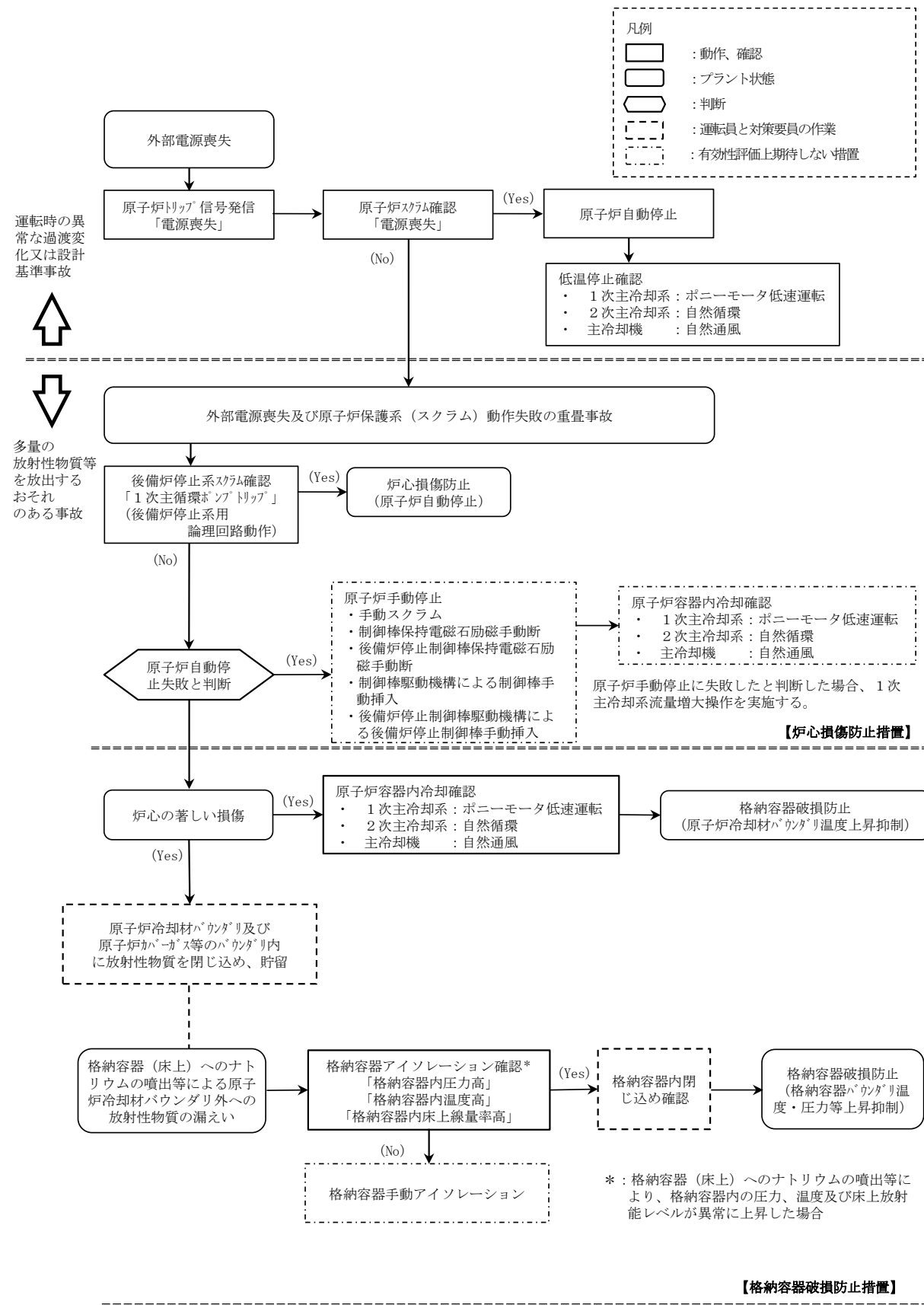
第 4. 3. 3. 2. 4 表 格納容器防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 ▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮															
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2	・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	・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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	・「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。 ・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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u> ・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。 ・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。機器の操作時間に余裕を見込んだ時間を設定している。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。														

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

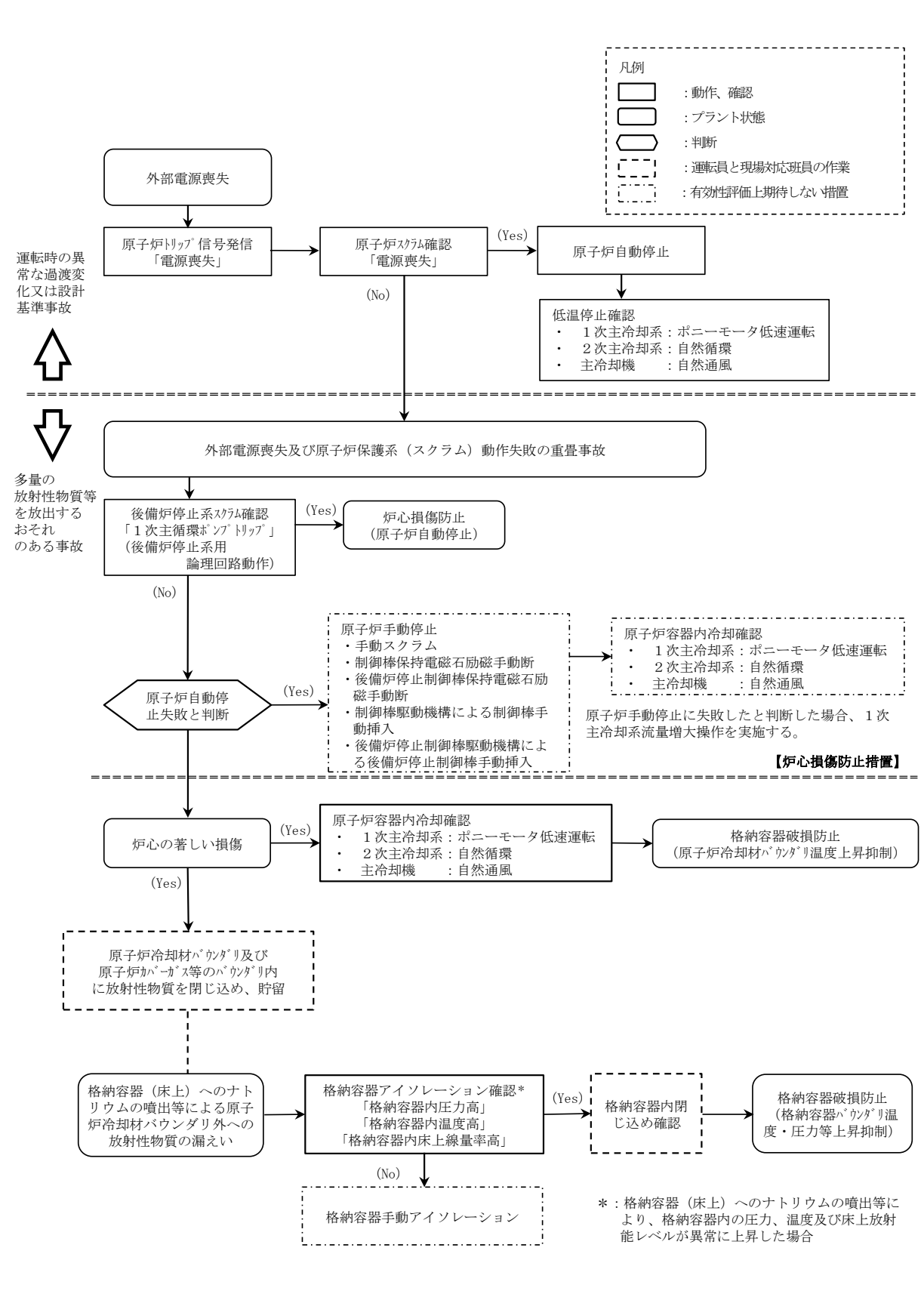
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 ▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮															
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2	・1次主冷却系(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。 ・ <u>上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内</u> に実施し、その後、監視を継続する。														
自主対策	運転員D	1	・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														
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・「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。 ・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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・ <u>上記の確認及び操作は、必要に応じて、中央制御室で2名により5分以内</u> に実施し、その後、監視を継続する。														

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

変更後



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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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 (1)～(2) (省略) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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、「1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>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. 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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの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を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</p>	<p>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 (1)～(2) (変更なし) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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、「1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>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. 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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの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を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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）へ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 (省略)</p> <p>(4) 資機材 (省略)</p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>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. 3 表第 4. 3. 3. 4 表に示す。</p> <p>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 <u>4</u> 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</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置 (省略)</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>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 SAS 4 A により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</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。<u>本措置は、d. 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。</u></p> <p>d. 格納容器（床上）へ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>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) 資機材 (変更なし)</p> <p>(5) 作業と所要時間</p> <p>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. 3 表第 4. 3. 3. 4 表に示す。</p> <p>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 <u>2</u> 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。<u>また、炉心損傷防止に係る自主対策に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。</u></p> <p>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 (変更なし)</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>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 SAS 4 A により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>1) 炉心領域の全集合体を 33 の S A S 4 A 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。S A S 4 A 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。</p> <p>2) 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>3) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1 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 6. 5% が確保されるものとする。1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第 4. 3. 3. 3. 4 図に示す。</p> <p>4) 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。</p> <p>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。</p> <p>6) 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。</p> <p>7) 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。</p> <p>8) 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。</p> <p>9) 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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 3. 5 図及び第 4. 3. 3. 3. 6 図に示す。</p> <p>(省略)</p> <p>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、</p>	<p>1) 炉心領域の全集合体を 33 の S A S 4 A 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。S A S 4 A 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。</p> <p>2) 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>3) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1 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 6. 5% が確保されるものとする。1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第 4. 3. 3. 3. 4 図に示す。</p> <p>4) 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。</p> <p>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。</p> <p>6) 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。</p> <p>7) 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。</p> <p>8) 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。</p> <p>9) 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するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は升温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 3. 5 図及び第 4. 3. 3. 3. 6 図に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>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、</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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 20℃ 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。</p> <p>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、反応度及び原子炉の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。</p> <p>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.3.7 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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チール及びスチール粒子は、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。 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。 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: 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、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。 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に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 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移行しているため、定格運転時の 6.5% 流量を再現するように入口圧力を設定する。 	<p>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、初期値の約 1,030℃ からほとんど上昇せずに低下に転じ、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。</p> <p>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、反応度及び原子炉の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。</p> <p>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.3.7 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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チール及びスチール粒子は、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。 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。 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: 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、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。 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に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 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移行しているため、健全形状の炉心に対して定格運転時の 6.5% 流量を再現するように出入口圧力を設定

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (省略)</p> <p>解析結果を第4.3.3.3.9図から第4.3.3.3.11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、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、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70秒前後に反応度と原子炉の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75秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融ステール量が増加し、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の出力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78.6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一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻79.8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4,200℃である。この解析結果を受けて、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>この時に発生するステ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(-600\$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、正に回復することはない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とステールが堆積しており、短時間で溶融燃料が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</p>	<p>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、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 (変更なし)</p> <p>解析結果を第4.3.3.3.9図から第4.3.3.3.11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、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、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70秒前後に反応度と原子炉の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75秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融ステール量が増加し、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の出力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78.6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一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻79.8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4,210℃である。この解析結果を受けて、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>この時に発生するステ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(-600\$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、正に回復することはない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とステールが堆積しており、短時間で溶融燃料が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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>体及び遮へい集合体間のラッパ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、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。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の解析</p> <p>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溶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溶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。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「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」と同じとする。</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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>(省略)</p> <p>b. 解析結果</p> <p>(省略)</p> <p>iv. 機械的応答過程の解析</p> <p>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</p>	<p>体及び遮へい集合体間のラッパ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、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。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の解析</p> <p>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溶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溶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。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「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」と同じとする。</p> <p>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。<u>1次主冷却系流量等の境界条件はSuper-COPDで計算する。以上のSuper-COPDによる計算において、全炉心が閉塞した遷移過程終状態での1次主冷却系流量は定格運転時の約3%である。</u>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>(変更なし)</p> <p>b. 解析結果</p> <p>(変更なし)</p> <p>iv. 機械的応答過程の解析</p> <p>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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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、回転プラグ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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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 S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系は、「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。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 A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系は、「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。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 P L U G で解析する。P L U G における解析体系は、「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。</p> <p>1) (省略)</p> <p>2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、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スティール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4, 200℃及び 1, 700℃とする。</p> <p>3) ~7) (省略)</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熔融燃料と熔融スティ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 2. 6MJ 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 15%程度である。</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. 5%であり、許容</p>	<p>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、回転プラグ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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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 S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系は、「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。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 A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系は、「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。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 P L U G で解析する。P L U G における解析体系は、「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。</p> <p>1) (変更なし)</p> <p>2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、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スティール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4, 210℃及び 1, 700℃とする。</p> <p>3) ~7) (変更なし)</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熔融燃料と熔融スティ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 2. 6MJ 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 15%程度である。</p> <p>② 原子炉容器の構造応答</p> <p>第 4. 3. 3. 3. 13 図に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を示す。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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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、2 回に分けて最大約 2.4mm 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上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。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.2%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、大回転プラグの浮上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と評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「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>以上 i. から v. より、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、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさのうち、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。考慮する不確かさの幅は、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</p>	<p>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 0.5%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><u>第 4.3.3.3.14 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。</u>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、2 回に分けて最大約 2.4mm 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。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.2%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><u>第 4.3.3.3.15 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 0kg、0kg 及び 32kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。</u></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と評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「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>以上 i. から v. より、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、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさのうち、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。考慮する不確かさの幅は、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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>ガス圧力の効果を見捨てる。</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) ドブプラ反応度：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。ドブプラ反応度係数は負であるが、起因過程のドブ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、「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、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、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 4 集合体から 7 集合体に増加しているが、そのうちの 5 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 10%から約 17%早くなったのに対して、1)FP ガスの保持量、3)ドブプラ反応度、4)燃料の軸伸び、<u>の</u>不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか<u>最大でも約 3%以下の変化にとどまり</u>、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず <u>2 集合体のまま</u>である。</p> <p>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解</p>	<p>ガス圧力の効果を見捨てる。</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) ドブプラ反応度：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。ドブプラ反応度係数は負であるが、起因過程のドブ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、「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、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、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、<u>燃料要素が損傷した</u>集合体の数は基本ケースの 4 集合体から 7 集合体に増加しているが、そのうちの 5 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 10%から約 17%早くなったのに対して、1)FP ガスの保持量、3)ドブプラ反応度、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<u>僅少である</u>。また、<u>燃料要素が損傷した</u>集合体の数は、<u>1)FP ガスの保持量の不確かさの影響を確認するケースでは基本ケースと変わらず 4 体、3)ドブプラ反応度及び 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 5 体</u>である。</p> <p>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>析を行う。他方、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>ここでは、「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」における結果を考慮して、炉心中心への熔融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。</p> <p>本解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における解析体系は、「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。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第 4. 3. 3. 3. 13 図から第 4. 3. 3. 3. 15 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5, 130℃である。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価</p> <p>再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。</p> <p>下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約 70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベン</p>	<p>析を行う。他方、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>ここでは、「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」における結果を考慮して、炉心中心への熔融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。</p> <p>本解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における解析体系は、「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。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第 4. 3. 3. 3. 16 図から第 4. 3. 3. 3. 18 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5, 130℃である。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。</p> <p>iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価</p> <p>再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。</p> <p>下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約 70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベン</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>トリの 80% (残り 20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。</p> <p>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約 70%の炉心物質からな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。デブリベッドの性状については、「i)基本ケース iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約 70%の炉心物質が再溶解する時刻 (事象発生から約 1,200 秒後) とする。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.3. 16 図に示す。</p> <p>デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2.8MPa (1 次応力) であり、SUS304 について 900℃<u>を超える</u>温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心溶融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。</p> <p>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENT を用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.3. 17 図及び第 4.3.3.3. 18 図に示す。</p> <p>伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶解し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスティールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。</p> <p>また、FLUENT の解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部</p>	<p>トリの 80% (残り 20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。</p> <p>① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却</p> <p>原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約 70%の炉心物質からな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。デブリベッドの性状については、「i)基本ケース iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約 70%の炉心物質が再溶解する時刻 (事象発生から約 1,200 秒後) とする。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.3. 19 図に示す。</p> <p>デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2.8MPa (1 次応力) であり、SUS304 について 900℃<u>までの</u>温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心溶融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。</p> <p>② 残留炉心物質の冷却</p> <p>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 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENT を用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。</p> <p>解析結果を第 4.3.3.3. 20 図及び第 4.3.3.3. 21 図に示す。</p> <p>伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶解し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスティールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。</p> <p>また、FLUENT の解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490℃であり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が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し、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>iv. 機械的応答過程の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、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目「② 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。」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 130℃及び約 2, 310℃である。</p> <p>上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3. 4MJ である。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 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4. 3. 3. 3. <u>19</u> 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、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. 8%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。</p> <p>第 4. 3. 3. 3. <u>20</u> 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮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。<u>この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器(床上)まで到達せず、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。</u>各回転プラグ固定ボルトのひずみは、最大で約 0. 6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。</p>	<p>を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490℃であり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が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し、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>iv. 機械的応答過程の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、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目「② 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。」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 130℃及び約 2, 310℃である。</p> <p>上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3. 4MJ である。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 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4. 3. 3. 3. <u>22</u> 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、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. 8%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。</p> <p>第 4. 3. 3. 3. <u>23</u> 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、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。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0. 6%であり、破断伸び 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。<u>第 4. 3. 3. 3. 24 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量(積算値)を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 6kg、5kg 及び 79kg のナトリウムが流入す</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、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、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。</p> <p>以上 i. から iv. より、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を想定した場合において、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。</p>	<p><u>るが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。</u></p> <p>以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、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、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。</p> <p>以上 i. から iv. より、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を想定した場合において、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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)					変更後				
第4.3.3.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等					第4.3.3.3.1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原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」	原子炉トリップ信号発信	—	—	①原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」	
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)	原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「1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) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」	事故発生の判断	・「1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) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」
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」	代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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					1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ポニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②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 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第 4. 3. 3. 2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

第 4. 3. 3. 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。	① 1次主冷却系 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 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 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 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） 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

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。	① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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 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 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 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） 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 (2023. 2. 22 付補正)

第4.3.3.3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	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮 																	
状況判断	運転員A	1	・「1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。 ・「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による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。																・「1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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認 ・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。																・「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による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断 ・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。																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・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。																・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大 ・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボーンワーク抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

変更後

第4.3.3.3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	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮 																	
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断 ・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。																・「1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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認 ・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。																・「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による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断 ・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。																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1	・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。																・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2	・1次主冷却系流量増大 ・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボーンワーク抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

第 4. 3. 3. 3. 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

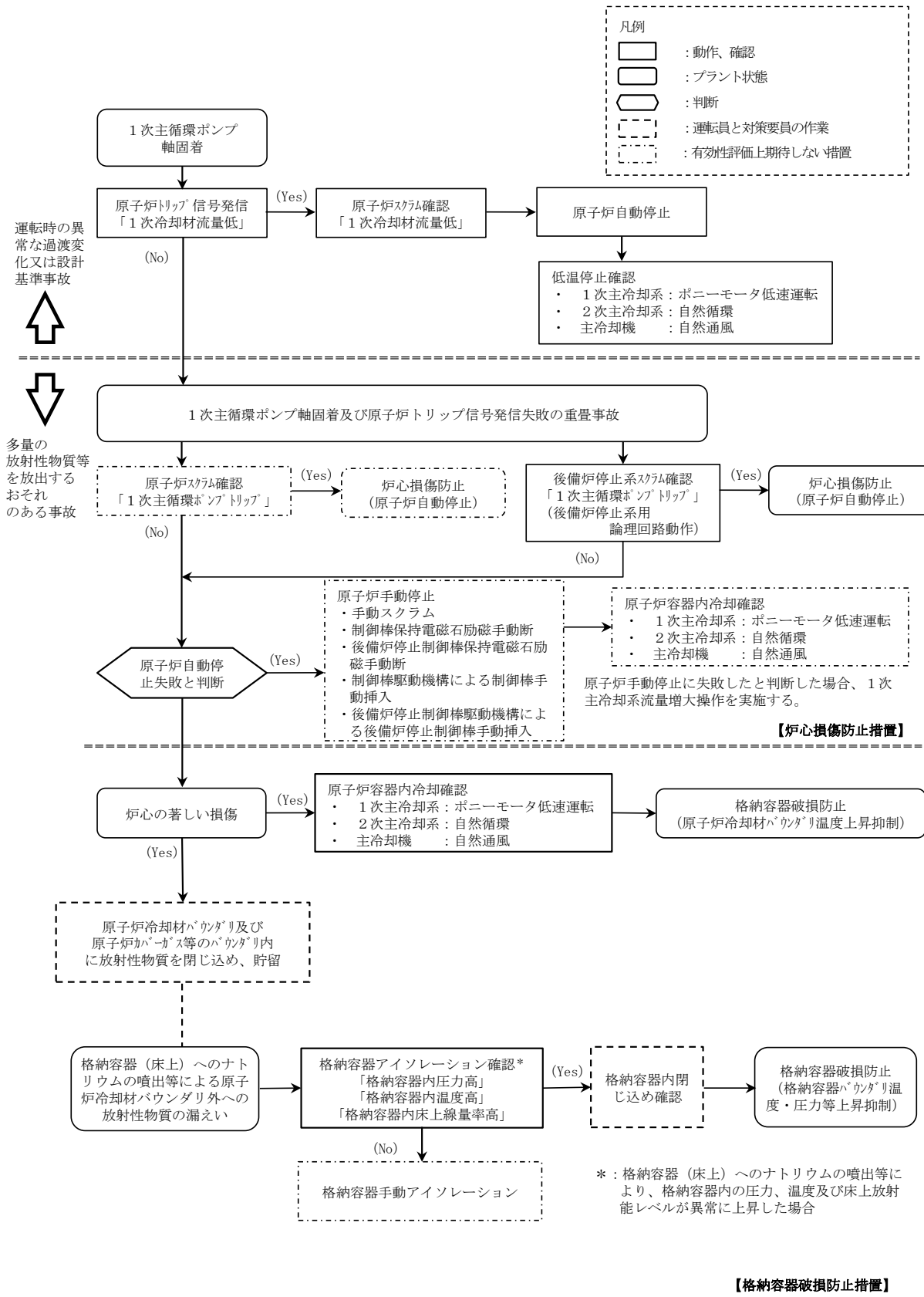
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar]												・1次主冷却系（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 ・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。 ・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 ・格納容器アイソレーション確認 ・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。 ・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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u>

第 4. 3. 3. 3. 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

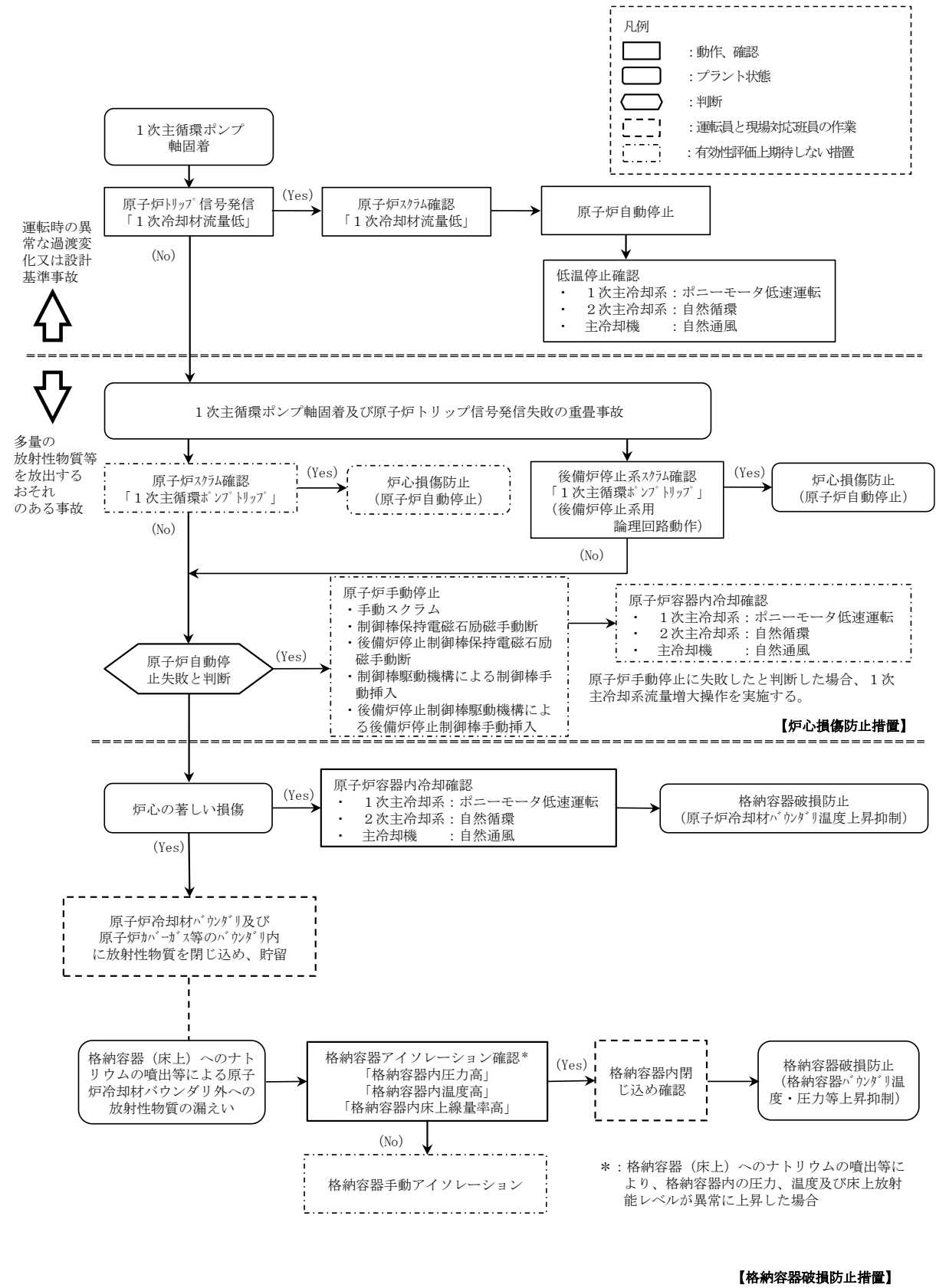
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・ <u>上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に変換する。</u>
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar]												・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。 ・ <u>上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に変換し、その後、監視を継続する。</u>
自主対策	運転員D	1 ・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。 ・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。 ・ <u>上記の操作は、必要の際に、中央制御室で1名により10分以内に変換する。</u>
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・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。 ・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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・ <u>上記の確認及び操作は、必要の際に、中央制御室で2名により5分以内に変換し、その後、監視を継続する。</u>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 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



第 4. 3. 3. 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

図 (省略)

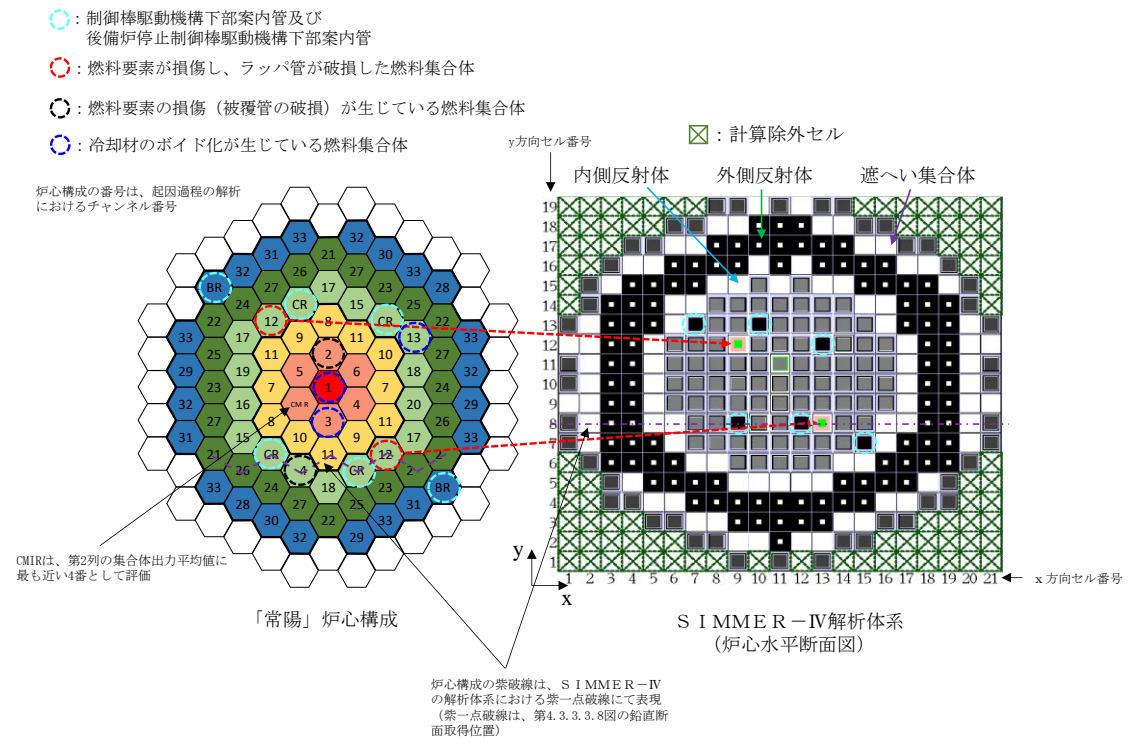
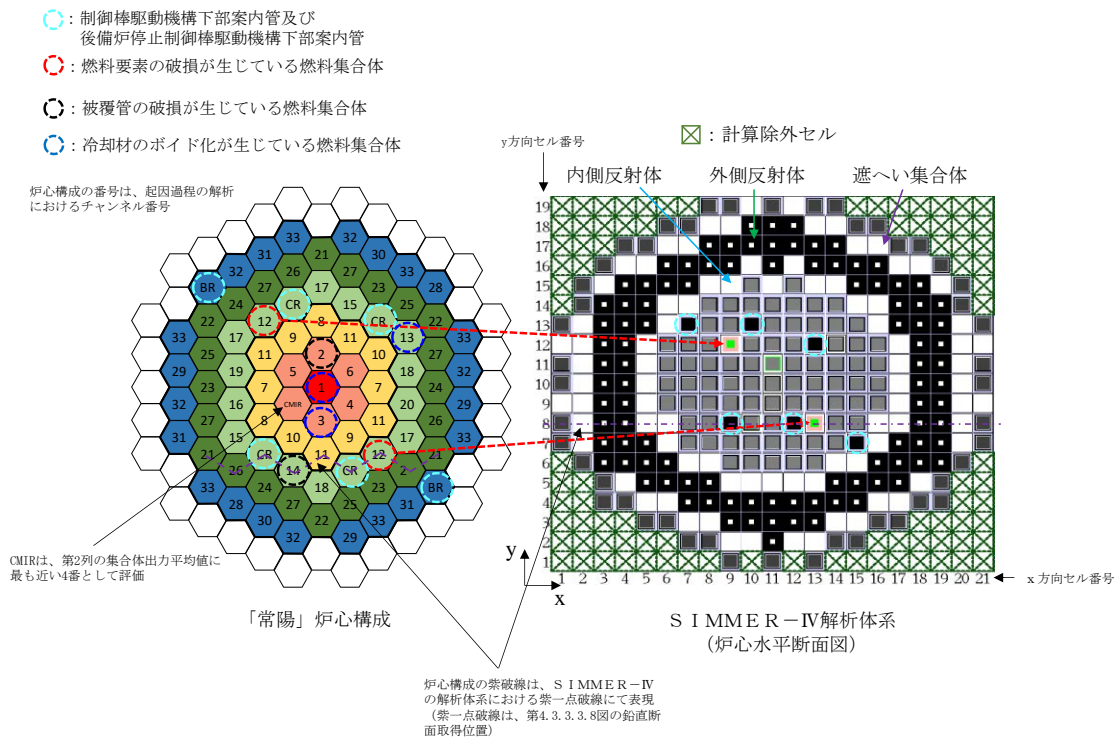
図 (変更なし)

第 4.3.3.3.2 図 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
(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)

第 4.3.3.3.2 図 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
(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)

第 4.3.3.3.3 図 ~ 第 4.3.3.3.6 図 (省略)

第 4.3.3.3.3 図 ~ 第 4.3.3.3.6 図 (変更なし)

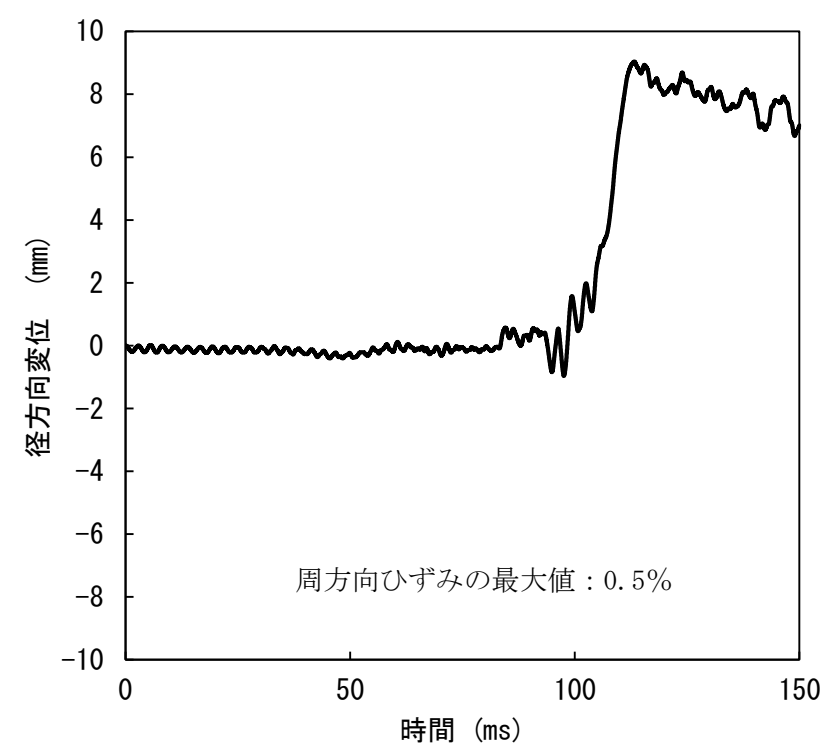


第 4.3.3.3.8 図 ~ 第 4.3.3.3.12 図 (省略)

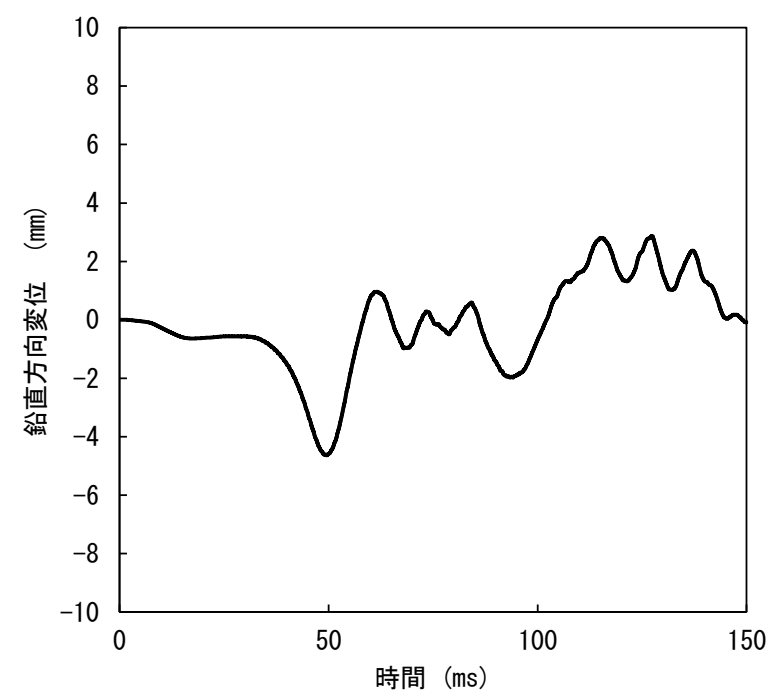
第 4.3.3.3.8 図 ~ 第 4.3.3.3.12 図 (図番のみ変更)

変更前 (2023. 2. 22 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

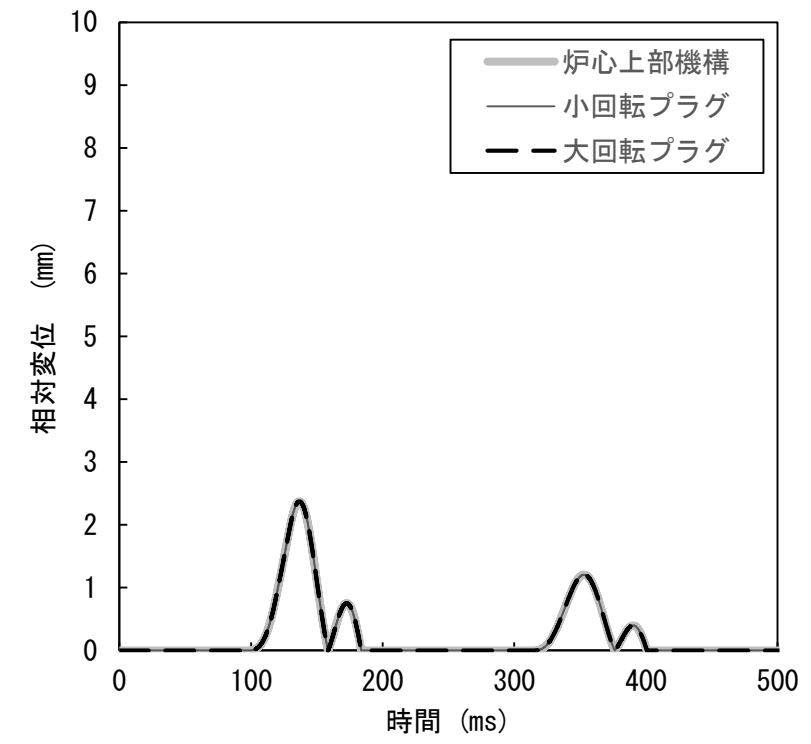


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.13 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 (2023. 2. 22 付補正)

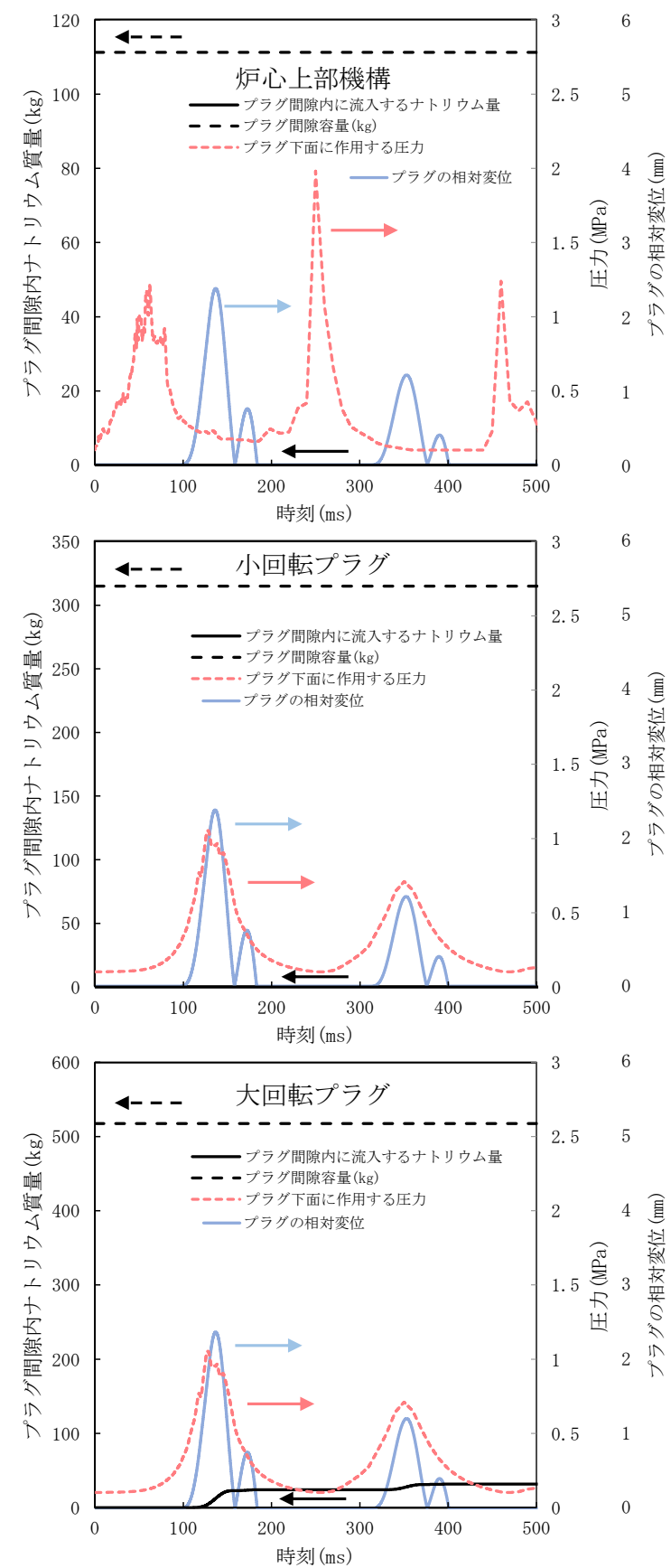
変更後



第 4. 3. 3. 14 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

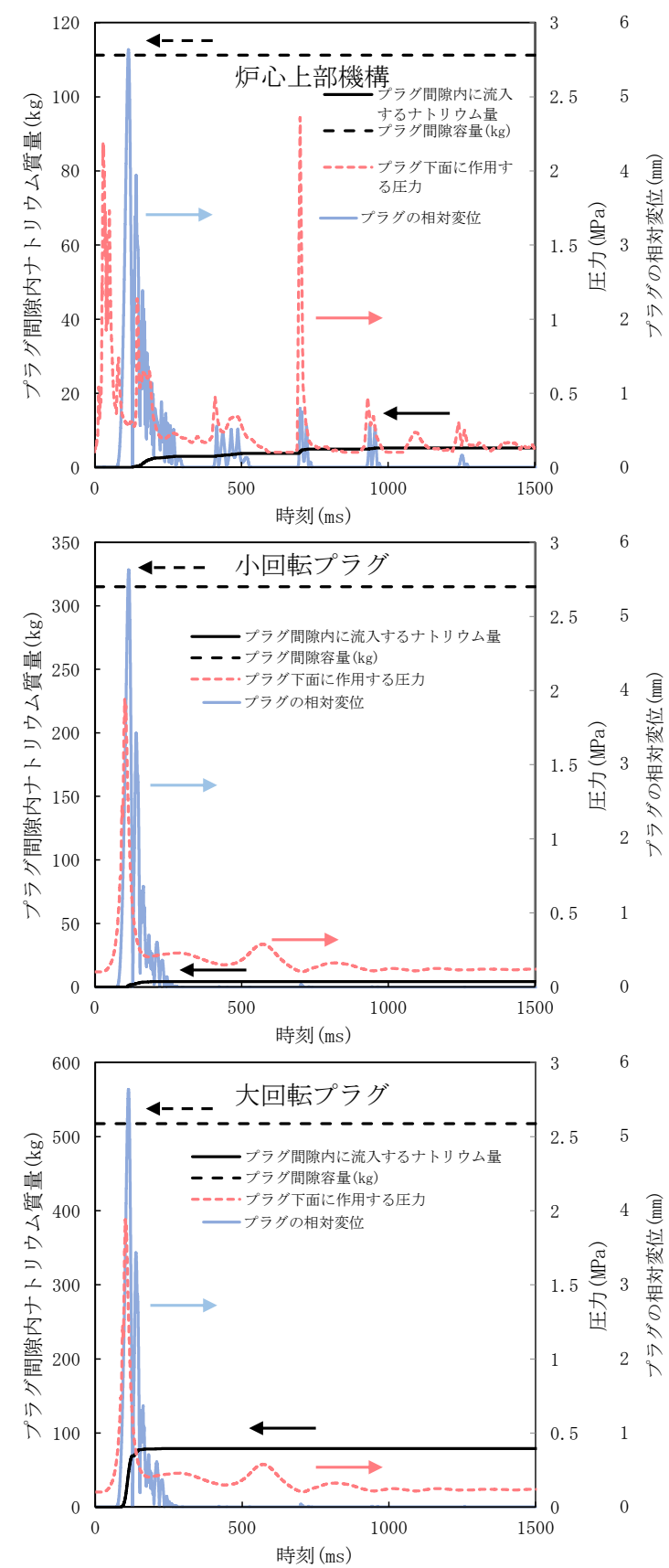


第 4. 3. 3. 15 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
第 4. 3. 3. 3. <u>13</u> 図 第 4. 3. 3. 3. <u>20</u> 図 (省略)	第 4. 3. 3. 3. <u>16</u> 図～第 4. 3. 3. 3. <u>23</u> 図 (図番号のみ変更)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



第 4. 3. 3. 24 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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)～(2) (省略) (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>d. 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。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</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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>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)～(2) (変更無し) (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>d. 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。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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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。<u>本措置は、d. 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。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (省略)</p> <p>(4) ~ (5) (省略)</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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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3.0¢/sとする。 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。 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>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) 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</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>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更無し)</p> <p>(4) ~ (5) (変更無し)</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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 4) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が、<u>運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度(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3.0¢/sとする。 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。 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><u>7) 後備炉停止系用論理回路が動作するまでは、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプの運転を継続し、1次主冷却系及び2次主冷却系は定格流量を維持するものとする (本評価事故シーケンスの有効性評価において、以下同じ。)</u></p> <p>8) 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>9) 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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 （省略）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （省略）</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>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</p> <p>1) 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。</p> <p>2) 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>3) 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 $3.0\text{¢}/\text{s}$、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。反応度添加率を第 4.3.3.4.4 図に示す。</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) 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。</p> <p>6) 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>7) 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。</p> <p>8) 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</p>	<p>を 0.8 秒とする。</p> <p>10) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>11) 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 （変更なし）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （変更なし）</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>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。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</p> <p>1) 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。</p> <p>2) 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>3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が、<u>運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、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、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\text{¢}/\text{s}$ とする。その後、<u>制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る</u> 115 秒で 0 となるように、<u>制御棒ストローク曲線を考慮し、</u>徐々に減少するものとする。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) 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。</p> <p>6) 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>7) 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。</p> <p>8) 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>9) 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。</p> <p>10) 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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 4. 5 図及び第 4. 3. 3. 4. 6 図に示す。</p> <p>(省略)</p> <p>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ポ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>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>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V における解析体系を第 4. 3. 3. 4. 7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4. 3. 3. 4. 8 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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チール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。 	<p>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。</p> <p>9) 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。</p> <p>10) 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。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第 4. 3. 3. 4. 5 図及び第 4. 3. 3. 4. 6 図に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>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, 030°Cから最大値の約 1, 770°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ポ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>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>ii. 遷移過程の解析</p> <p>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 - I V により解析する。</p> <p>a. 解析条件</p> <p>S I M M E R - I V における解析体系を第 4. 3. 3. 4. 7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 - I V における初期物質分布を第 4. 3. 3. 4. 8 図に示す。 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。 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、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チール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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>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：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 $3.0\phi/s$、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 <u>ため</u> 炉心の損傷領域の拡大は続くが、<u>原子炉出力が低く</u> 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チールによって閉塞が形成されているが、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</p>	<p>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>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：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、<u>健全形状の炉心に対して</u> 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、<u>運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、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、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\phi/s$ とする。</u>その後、<u>制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る</u> 115 秒で 0 となるように、<u>制御棒ストローク曲線を考慮し、</u>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 <u>ことによる反応度増加のため原子炉出力は崩壊熱レベルまで低下することはない。</u>炉心の損傷領域の拡大は続くが、<u>過大な出力ピークが生じることはなく、また、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。</u>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チールによって閉塞が形成されているが、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。<u>損傷領域の拡大とともに、炉心下部に堆積する燃料の量が増加して</u>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の中</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>トリウム及びスチ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°Cである。</p> <p>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。</p> <p>iii. ～iv. (省略)</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) 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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 4. 2 ϕ /s で一定とする。 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。 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。 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。 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 	<p>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チ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°Cである。</p> <p>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。</p> <p>iii. ～iv. (変更なし)</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) 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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 4. 2 ϕ /s で一定とする。 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。 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。 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。 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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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 0.2\$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 0.3\$と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) 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、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ケースと大きく変わら<u>ず</u>、最大反応度も基本ケース以下であり、<u>遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。</u>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<u>最大反応度は基本ケースと同程度であった。</u>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、ラップ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは<u>数%にとどまる。</u></p> <p>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約40秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。</p>	<p>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。<u>最大出力、反応度変化及び損傷集合体数は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約260%、最大約0.2\$、2体に対して、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270%、最大約0.3\$、2体と大きな差はなく</u>反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約0.2\$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0.3\$と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) 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、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ケースと大きく変わら<u>ない</u>。また、最大反応度と最大出力も基本ケース以下であるが、<u>これは燃料破損が基本ケースより早まるため、燃料破損後の燃料分散による負の反応度挿入が早くなるためである。</u>以上から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、<u>燃料破損が遅れることで最大反応度は基本ケースからわずかに増加し、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倍となり、最大反応度は基本ケースからわずかに増加するが、損傷集合体数は基本ケースの2体に対して1体であり、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ほとんど影響を与えることはない。</u>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、ラップ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは<u>僅少であり、燃料損傷集合体数は基本ケースと同じ2体である。</u></p> <p>ii. 遷移過程の不確かさの影響評価</p> <p>遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 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。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約40秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「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」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。</p> <p>以上を踏まえて、「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」の場合と同様に、S I M M E R - IIIにより解析する。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。</p> <p>LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。</p> <p>解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300℃となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「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」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「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」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。</p> <p>起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300℃以下である。これは「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」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、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量は、「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」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である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こと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「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、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である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>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にお</p>	<p>遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。</p> <p>遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「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」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。</p> <p>以上を踏まえて、「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」の場合と同様に、S I M M E R - IIIにより解析する。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。</p> <p>LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。</p> <p>解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,320℃となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「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」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「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」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。</p> <p>起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,320℃以下である。これは「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」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、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量は、「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」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である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こと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「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、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である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>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にお</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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。

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		
		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「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）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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 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） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③制御棒連続引き阻止インターロック
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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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

変更後

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。

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		
		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「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）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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 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） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③制御棒連続引き阻止インターロック
代替 原子炉 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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②代替 原子炉 トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替 原子炉 トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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 (2023. 2. 22 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

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 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 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 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 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） 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

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 ② 2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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 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 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 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） 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4.3.3.4.3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) (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	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
	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 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes]																																・「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 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart showing a single bar 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。 ・「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。 ・「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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing a single bar 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 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing a single bar 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4.3.3.4.3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) (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	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
	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 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing a single bar from 0 to 240 minutes]																																・「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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart showing a single bar 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。 ・「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。 ・「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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing a single bar 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。															
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing a single bar 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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。															

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

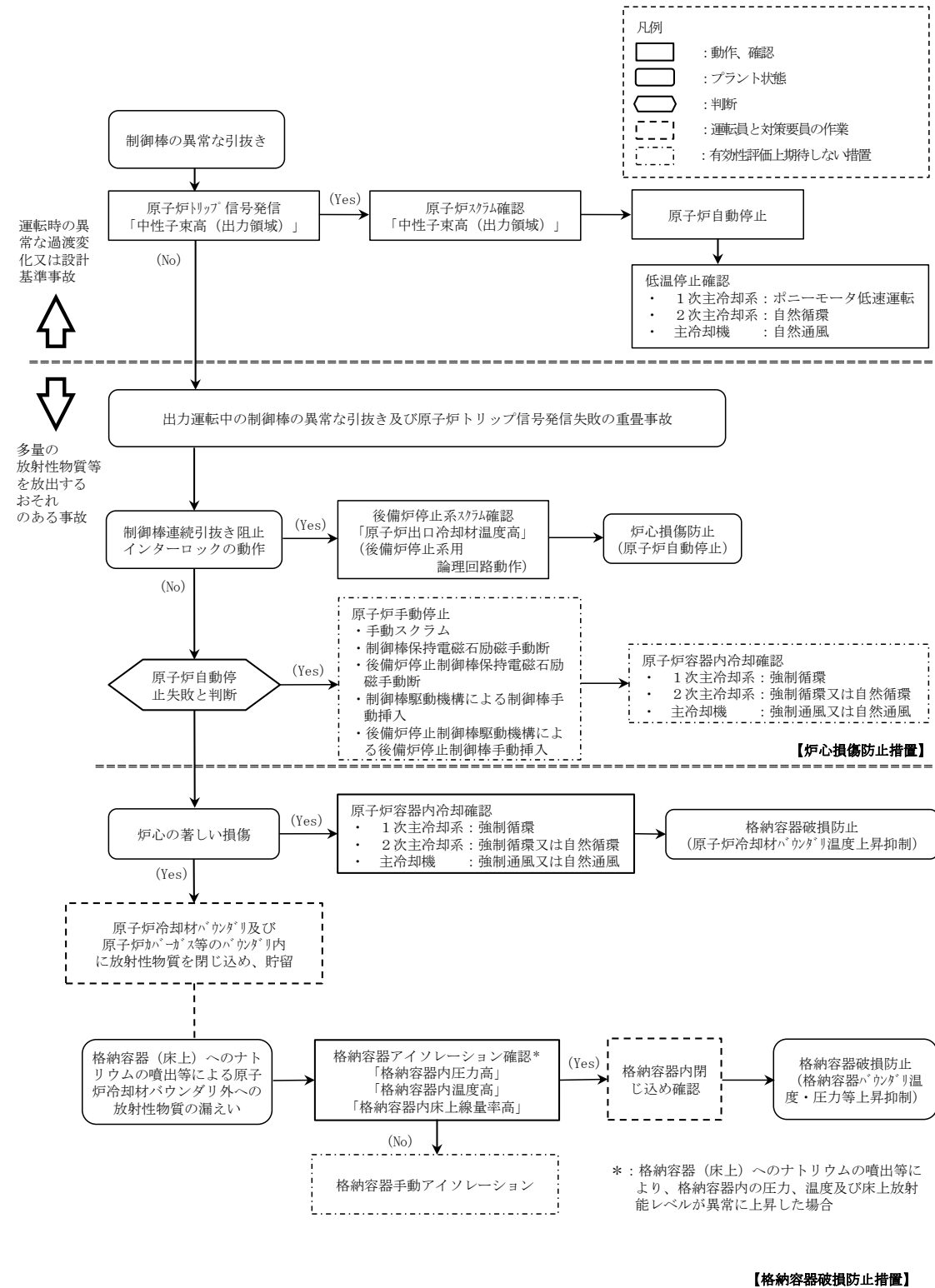
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60	120	180
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 45]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。		
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 45]												・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 ・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 45]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 45]												・「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。 ・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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u> ・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設計している。このため、運転員の操作は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・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。		

変更後

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) (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
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 45]														
状況判断	運転員A	1 ・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。 ・ <u>上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。</u>		
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 45]												・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。 ・ <u>上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。</u>		
自主対策	運転員D	1 ・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 45]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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。 ・ <u>上記の操作は、必要の際に、中央制御室で1名により10分以内を実施する。</u>		
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 45]												・「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。 ・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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・ <u>上記の確認及び操作は、必要の際に、中央制御室で2名により5分以内を実施し、その後、監視を継続する。</u>		

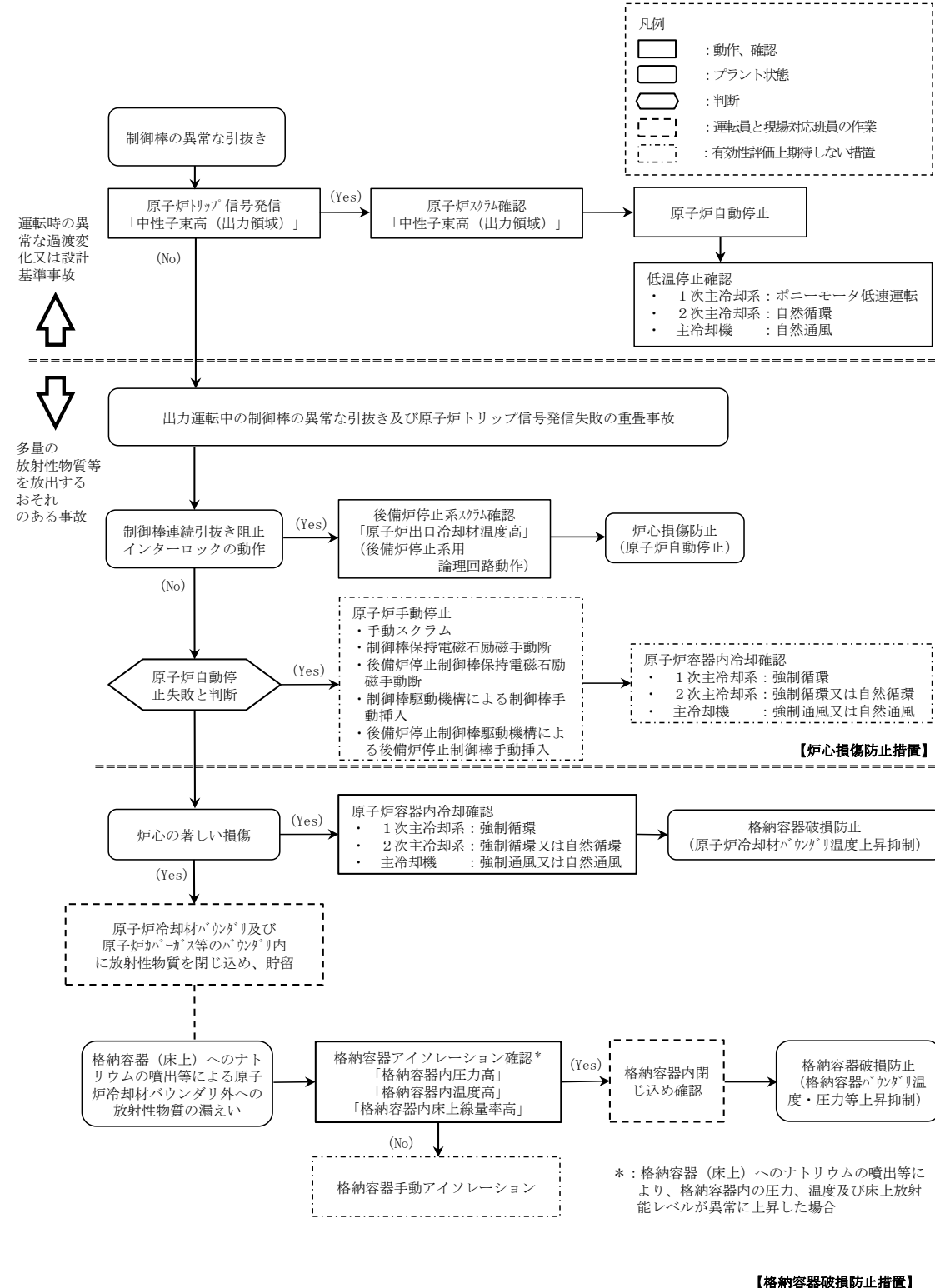
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

第 4. 3. 3. 4. 2 図 ~ 第 4. 3. 3. 4. 6 図 (省略)

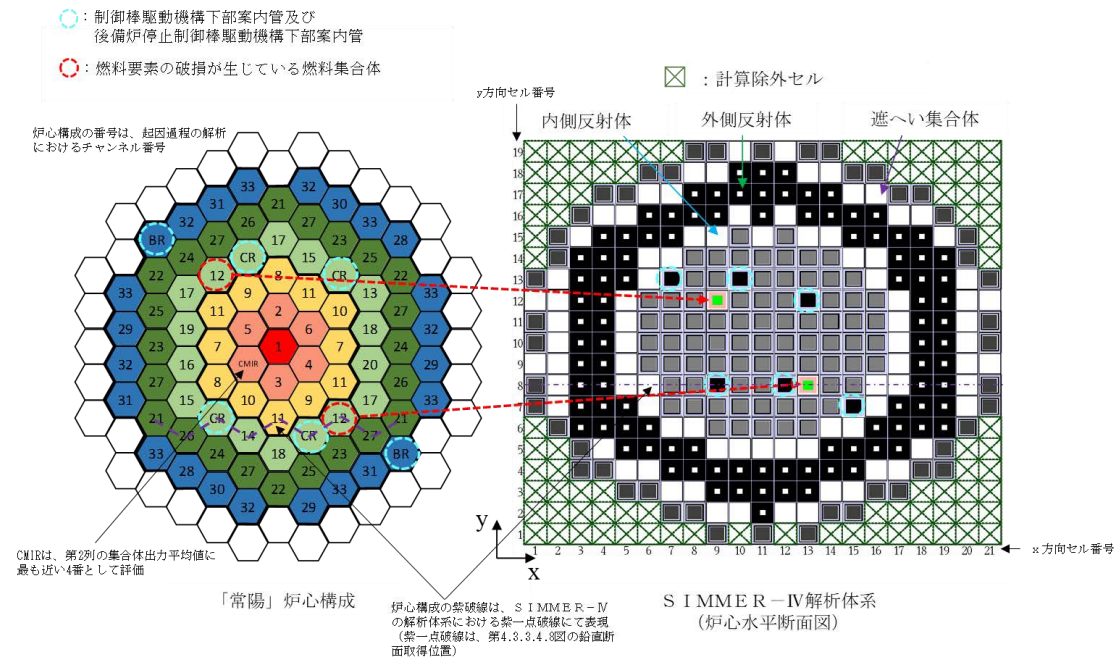
変更後



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

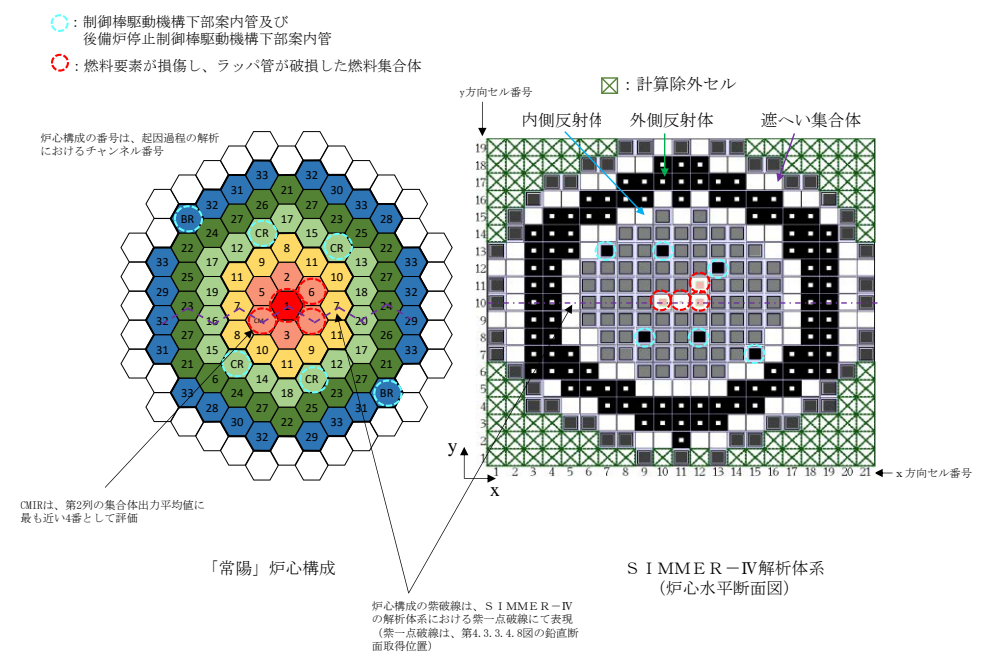
第 4. 3. 3. 4. 2 図 ~ 第 4. 3. 3. 4. 6 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

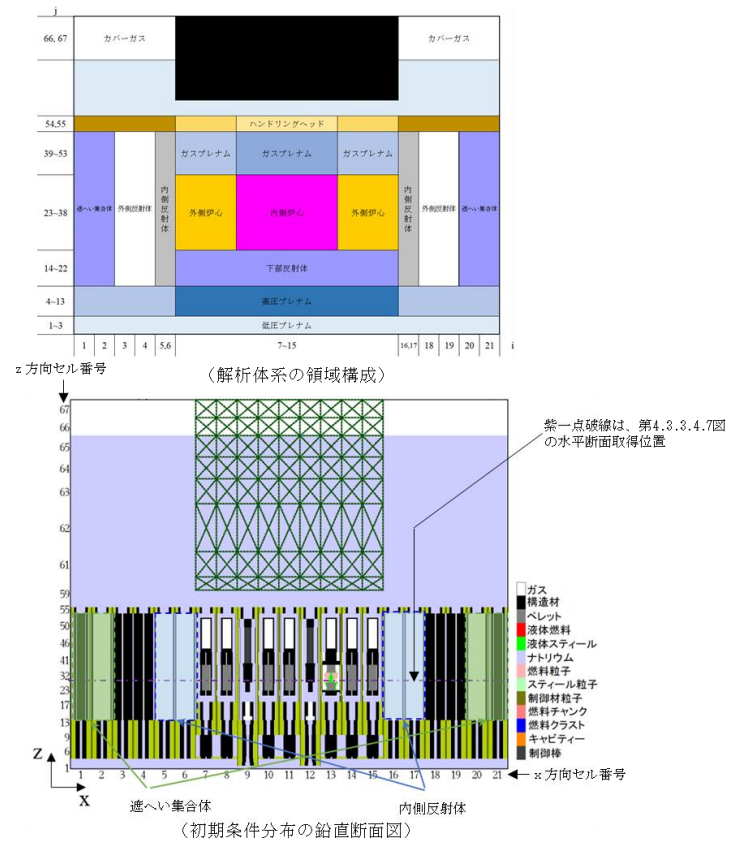


第 4. 3. 3. 4. 7 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)

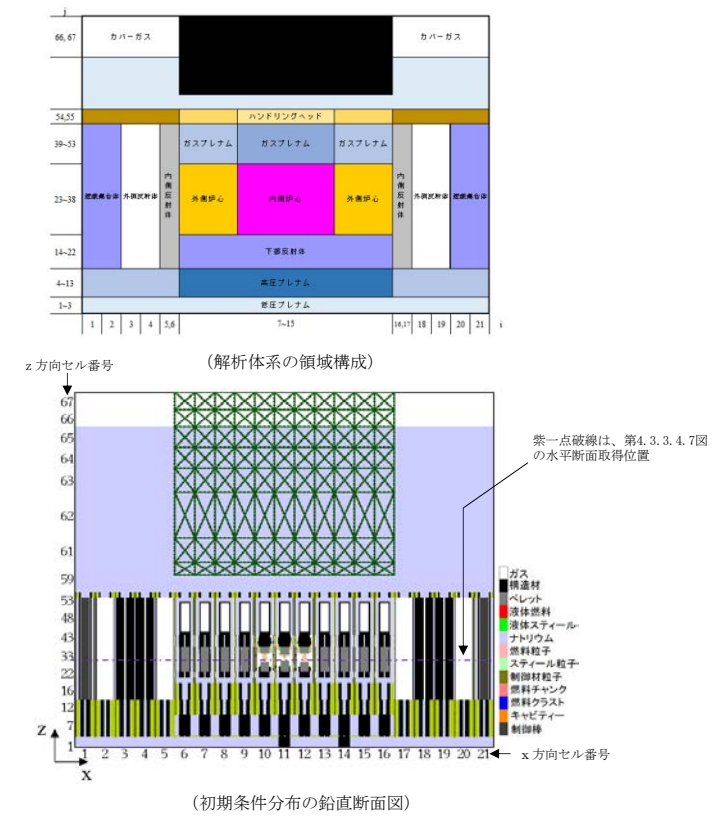
変更後



第 4. 3. 3. 4. 7 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



第 4. 3. 3. 4. 8 図 SIMMER-IVにおける初期物質分布



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～第 4. 3. 3. 4. 14 図 (省略)

第 4. 3. 3. 4. 9 図～第 4. 3. 3. 4. 14 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (1)～(2) (省略)</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. 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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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>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 (1)～(2) (変更なし)</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. 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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</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、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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p> <p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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。<u>本措置は、d.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。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後																																														
<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 (省略) (4) ~ (6) (省略)</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>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし) (4) ~ (6) (変更なし)</p>																																														
<p>第4.3.3.5.1表 (省略)</p>	<p>第4.3.3.5.1表 (変更なし)</p>																																														
<p>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</p>	<p>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</p>																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">動作・判断・操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器内冷却確認</td> <td>・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。</td> <td>①1次主冷却系 ②2次主冷却系</td> <td>—</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>・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。</td> <td>①1次アルゴンガス系 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。)</td> <td>—</td> <td>①原子炉カバーガス圧力 ②燃料破損検出系</td> </tr> <tr> <td>格納容器アイソレーション確認</td> <td>・「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。</td> <td>①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁</td> <td>—</td> <td>①原子炉保護系(アイソレーション) 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」</td> </tr> </tbody> </table>	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。	①1次主冷却系 ②2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。	①1次アルゴンガス系 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 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 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) 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」	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">動作・判断・操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器内冷却確認</td> <td>・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。</td> <td>①1次主冷却系 ②2次主冷却系</td> <td>—</td> <td>①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>・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。</td> <td>①1次アルゴンガス系 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。)</td> <td>—</td> <td>①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系</td> </tr> <tr> <td>格納容器アイソレーション確認</td> <td>・「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。</td> <td>①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁</td> <td>—</td> <td>①原子炉保護系(アイソレーション) 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」</td> </tr> </tbody> </table>	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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計	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 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 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 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) 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」
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。	①1次主冷却系 ②2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。	①1次アルゴンガス系 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 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 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) 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」																																											
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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計																																											
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 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 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 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) 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」																																											
<p>下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材</p>	<p>下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材</p>																																														

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「中性子東高(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	・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「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。」 ・「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。 ・「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	・原子炉自動停止失敗と判断																・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	・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。

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	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																	
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1	・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「中性子東高(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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1	・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・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	・原子炉自動停止失敗と判断																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1	・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

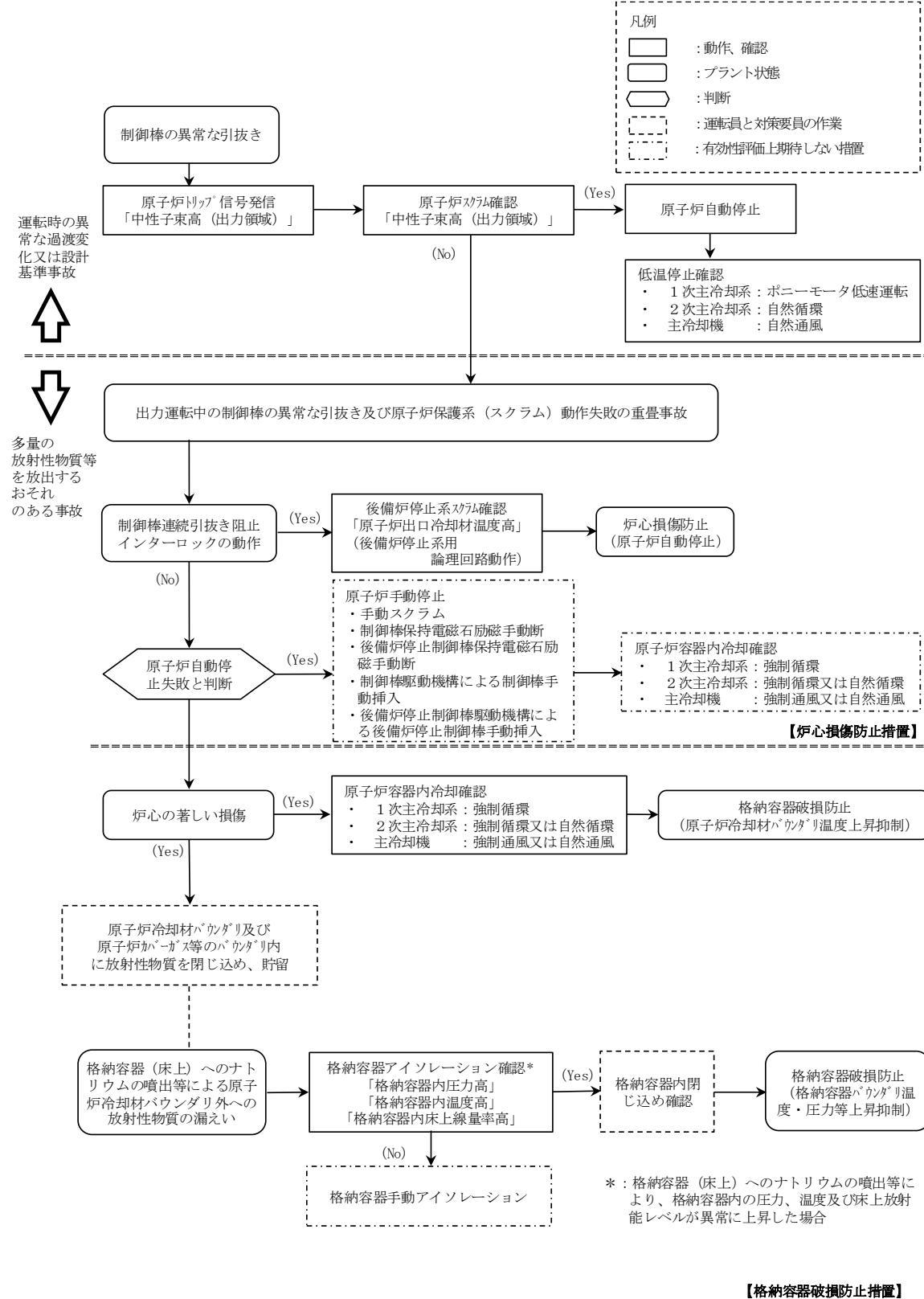
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考	
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60	120		180
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断													
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]													
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]													
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar]													
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパ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]													
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自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、隔離状態の確認及び監視となる。 ・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。 ・「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。 ・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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u>													

変更後

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

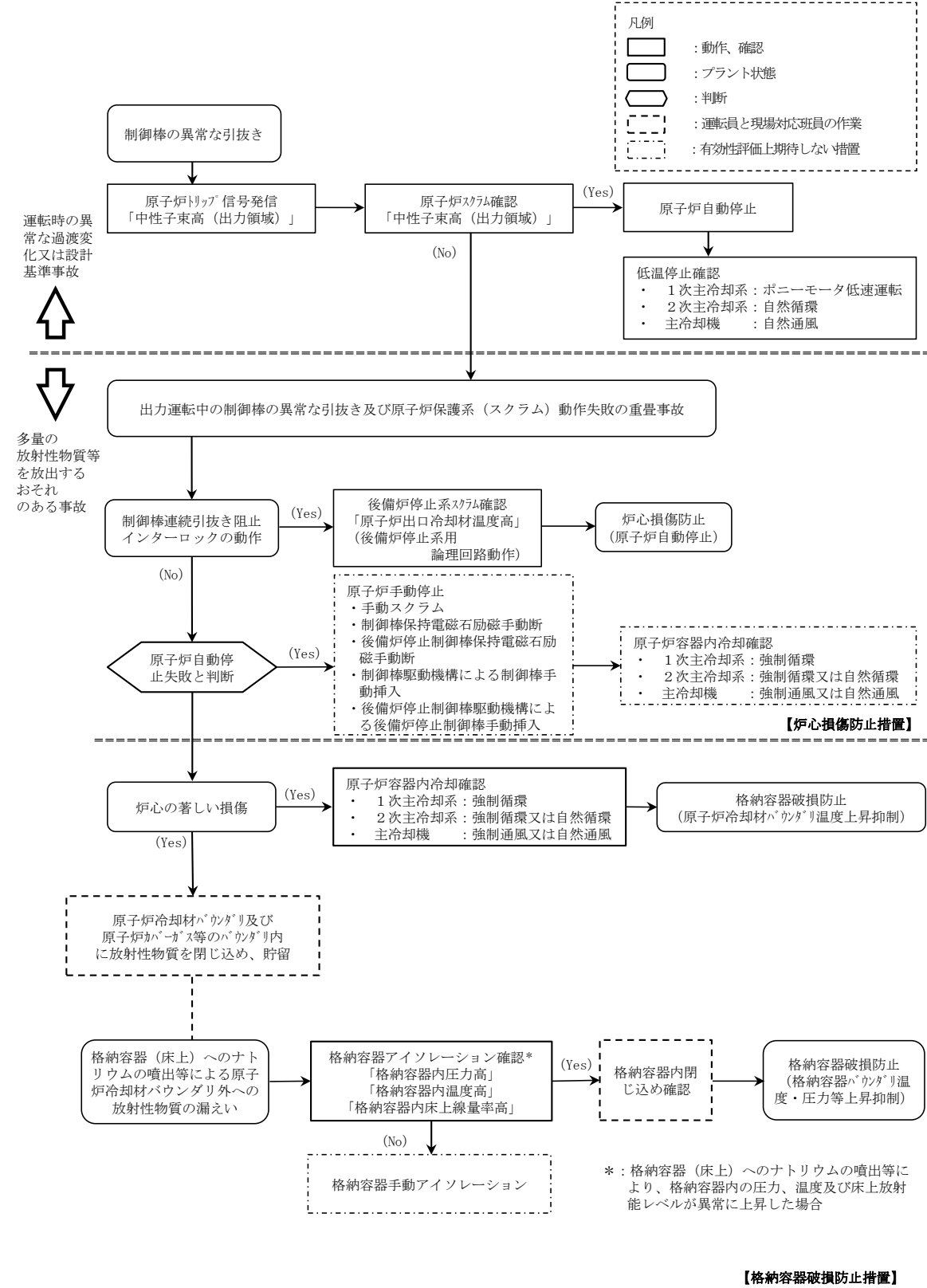
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考	
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60	120		180
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断													
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]													
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]													
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar]													
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパ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]													
格納容器破損防止措置	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。 ・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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・上記の確認及び操作は、必要に応じて、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。													

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

変更後



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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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)～(2) (省略)</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場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 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。<u>なお</u>、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。</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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(iii) その他</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)～(2) (変更なし)</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場合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 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。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。</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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。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。</p> <p>(iii) その他</p>

(省略)

(4) 資機材

(省略)

(5) 作業と所要時間

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。

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
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。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

(変更なし)

(4) 資機材

(変更なし)

(5) 作業と所要時間

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。

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3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。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 4) 異常事象により、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、後備炉停止系用論理回路が動作するまで運転
を継続し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 （省略）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （省略）</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>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。</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等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 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>b. 解析結果 （省略）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （省略）</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 （変更なし）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （変更なし）</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>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。</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等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 3) 異常事象により、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し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。 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。 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>b. 解析結果 （変更なし）</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 （変更なし）</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)					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					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			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原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 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) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」	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) 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」	代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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					下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材				

変更前 (2023. 2. 22 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

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 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 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 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 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 核計装（線形出力系） ② 燃料破損検出系 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

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 ② 2 次主冷却系	—	① 原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
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 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 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 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 核計装（線形出力系） ② 燃料破損検出系 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 (2023. 2. 22 付補正)

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) (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: 0-240 min]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・「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 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt Chart: 0-240 min]																・「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。」 ・「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。 ・「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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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 ・原子炉手動停止	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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) (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: 0-240 min]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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 ・原子炉手動停止	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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 ・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: 0-240 min]																・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。

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) (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: 0-240 min]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・「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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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。 ・「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。 ・「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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。

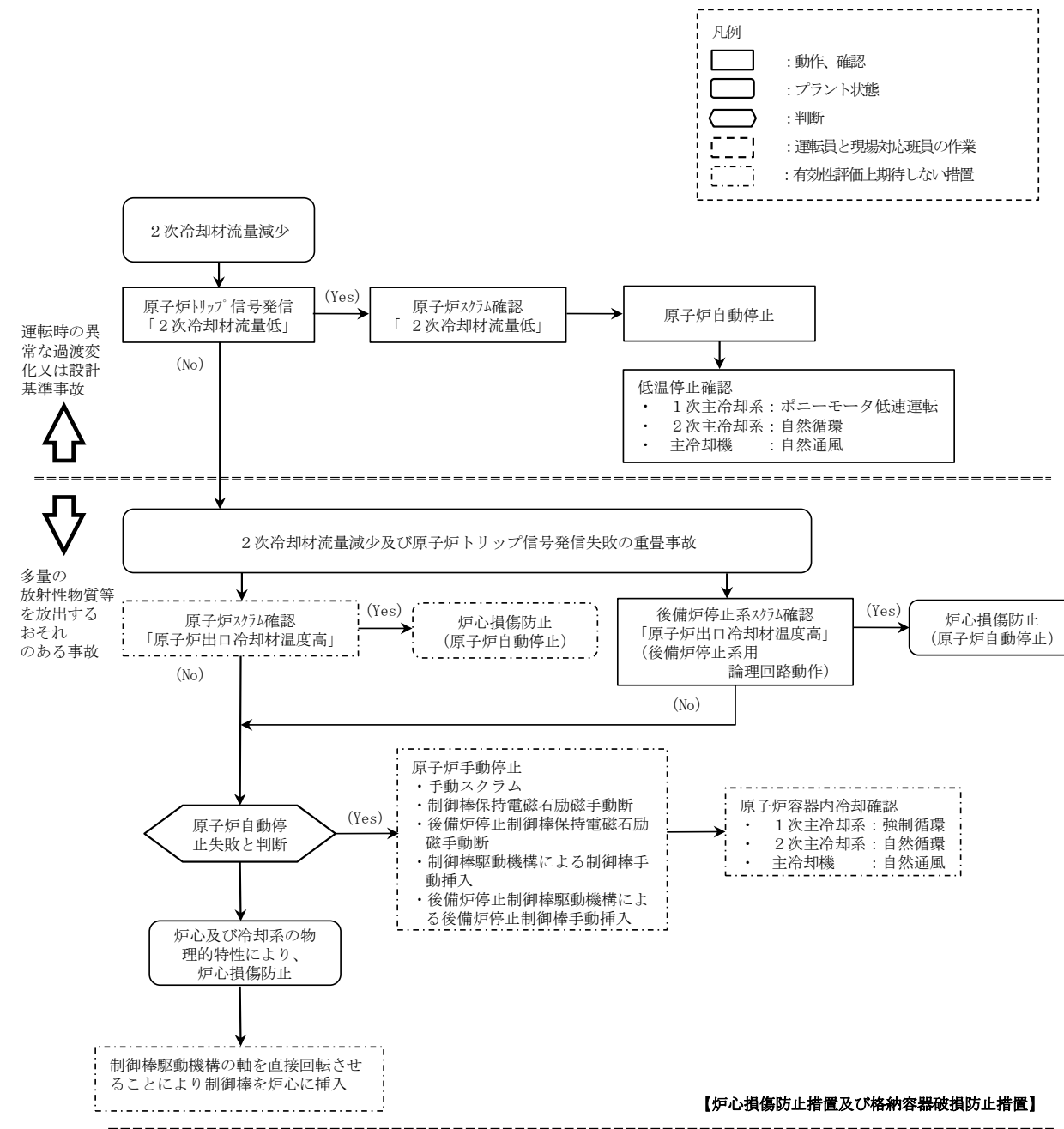
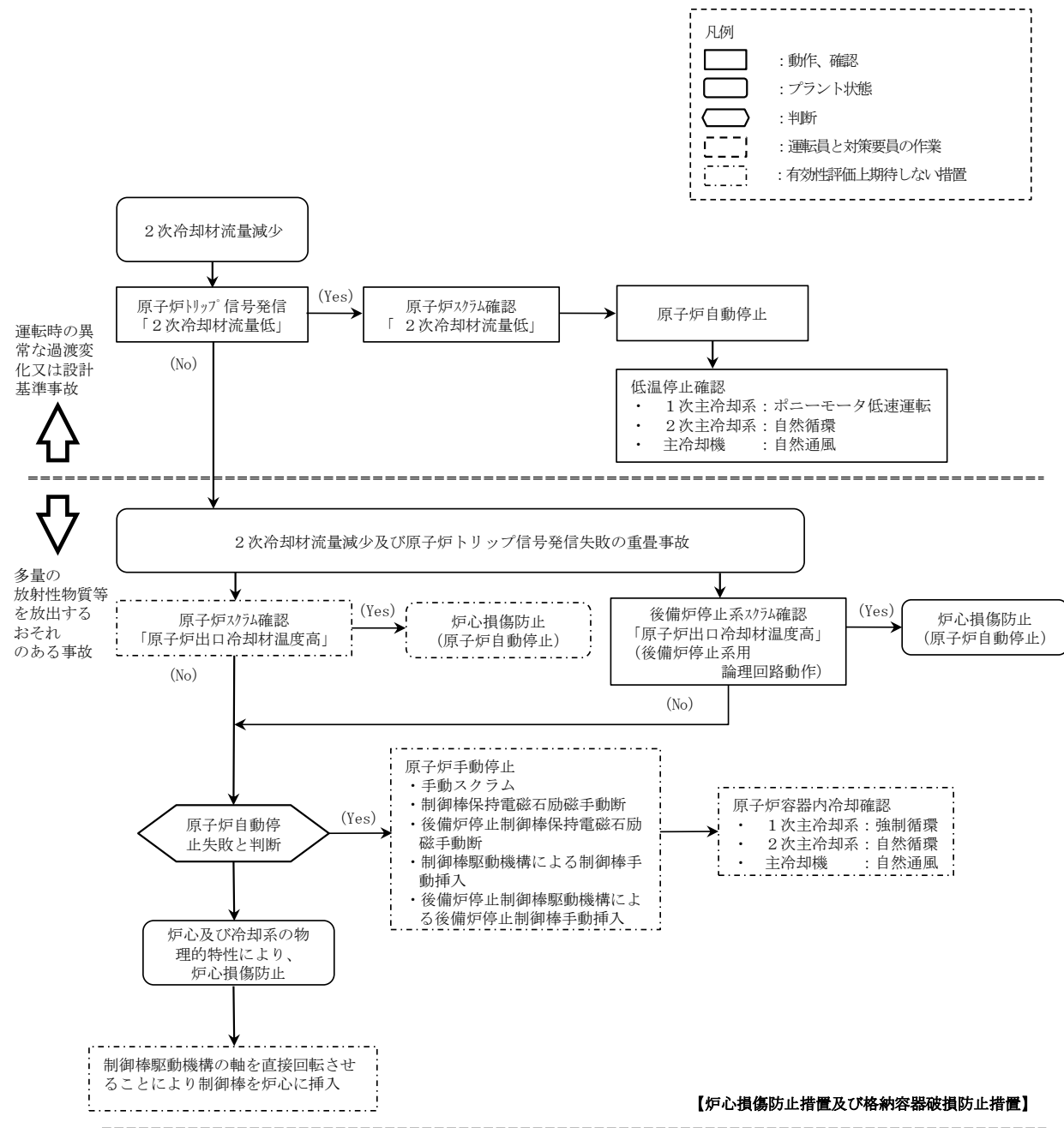
第4.3.3.6.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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) (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: 0-240 min]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt Chart: 0-240 min]																・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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B	1 ・高温での安定静置確認	[Gantt Chart: 0-240 min]																・1次主冷却系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。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	現場対応班員 (注1)	5 ・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: 0-240 min]																・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。 ・上記の対策は、格納容器 (床下) で現場対応班員5名により5時間以内に実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。

(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長 (高速実験炉部長) のもとで事故の影響緩和策をとることができる。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



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

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

第 4. 3. 3. 6. 2 図～第 4. 3. 3. 6. 5 図 (変更なし)

第 4. 3. 3. 6. 2 図～第 4. 3. 3. 6. 5 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (1)～(2) (省略) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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. 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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(iii) その他</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 (1)～(2) (変更なし) (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置 (i) 炉心損傷防止措置 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. 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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。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。</p> <p>(iii) その他</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>(省略)</p> <p>(4) 資機材 (省略)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 (省略)</p> <p>第4.3.3.7.1表 (省略)</p>	<p>(変更なし)</p> <p>(4) 資機材 (変更なし)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。 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 3 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 (変更なし)</p> <p>第4.3.3.7.1表 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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 ②制御棒駆動系	回転治具	①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 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 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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 ②制御棒駆動系	回転治具	①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 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 (2023. 2. 22 付補正)

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) (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		
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生時の判断	[Gantt chart showing duration 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 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart showing duration 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。 ・「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。 ・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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing duration 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) (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		
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing duration 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 ・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 duration from 0 to 10 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。

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) (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		
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生時の判断	[Gantt chart showing duration from 0 to 5 minutes]																・「2次冷却材流量低」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart showing duration 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。 ・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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing duration 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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。

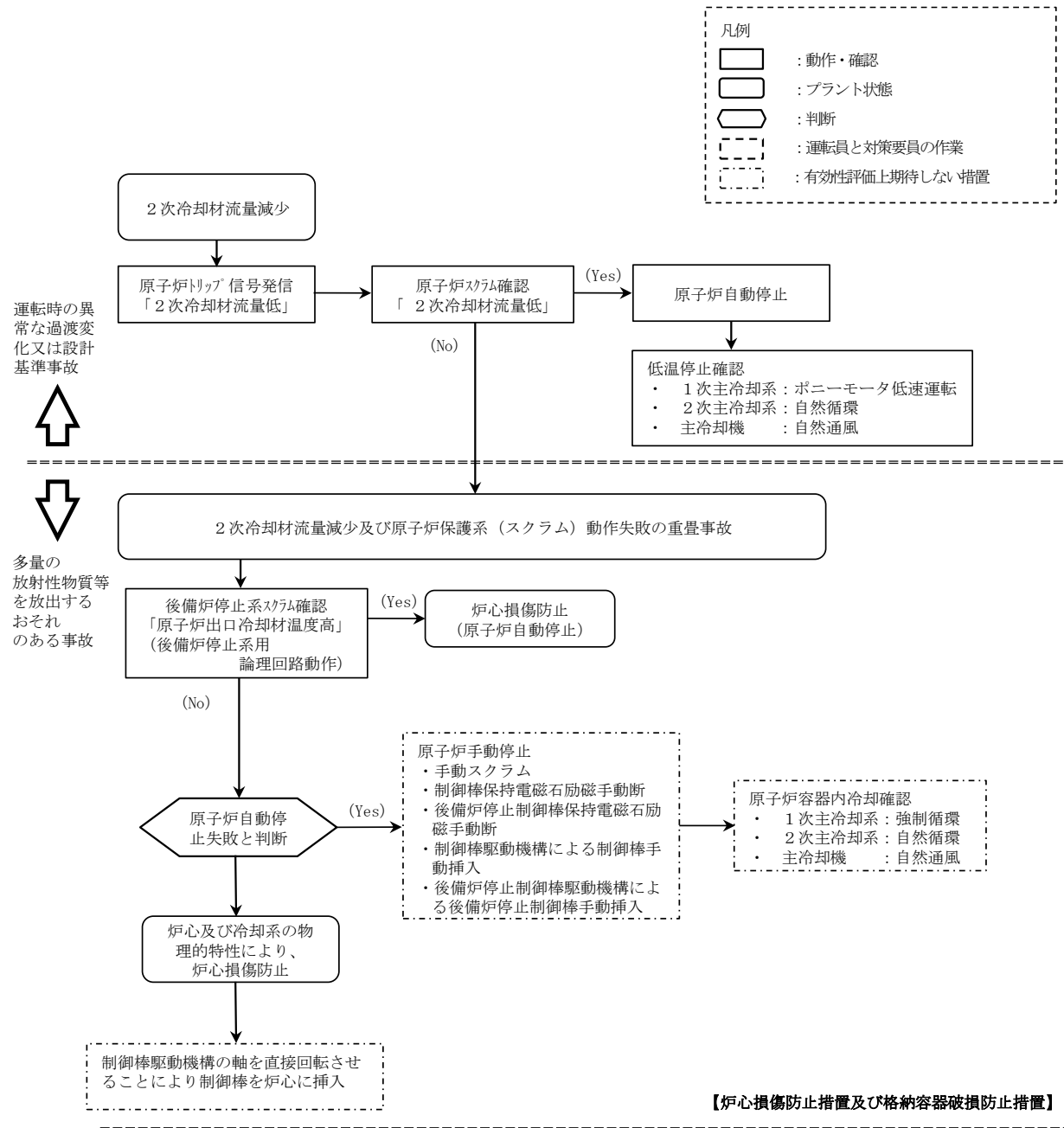
第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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) (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		
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生時の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 60 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B	1 ・高温での安定性確認	[Gantt chart showing duration from 0 to 10 minutes]																・1次主冷却系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(自然循環)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	現場対応班員 (注1)	5 ・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 duration from 0 to 10 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。 ・上記の対策は、格納容器(床下)で現場対応班員5名により5時間以内に実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。

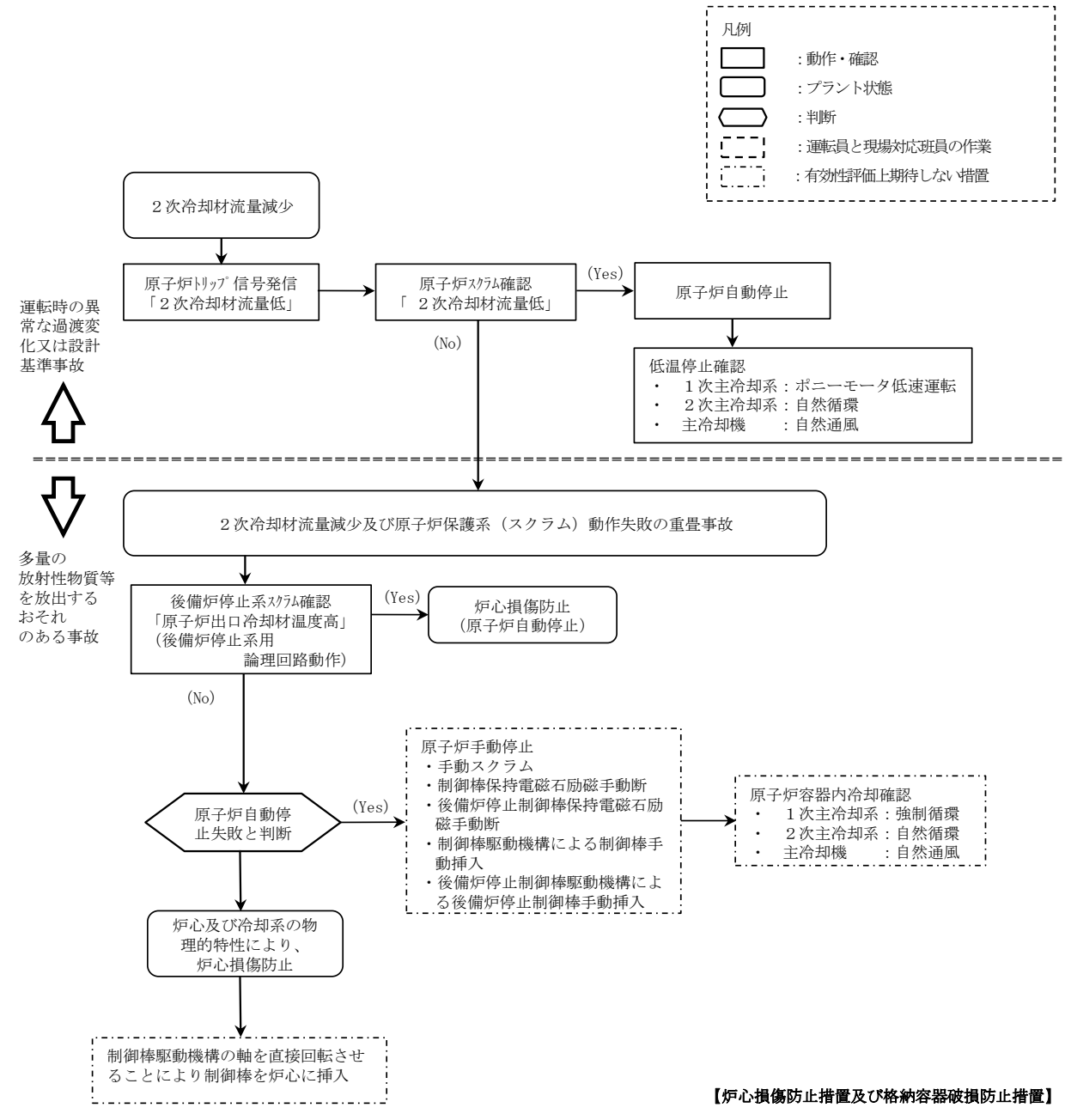
(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長(高速実験炉部長)のもとで事故の影響緩和策をとることができる。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



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



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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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</p> <p>(1)～(2) (省略)</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次冷却材漏えい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、「原子炉入口冷却材温度高」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合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>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）、1ループの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。</p> <p>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。</p> <p>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。<u>なお</u>、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。</p> <p>(iii) その他 (省略)</p>	<p>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</p> <p>(1)～(2) (変更なし)</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次冷却材漏えい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、「原子炉入口冷却材温度高」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合でも原子炉の停止を可能とする。</p> <p>d. 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。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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>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）、1ループの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。</p> <p>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。</p> <p>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。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。</p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p>

(4) 資機材

(省略)

(5) 作業と所要時間

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4.3.3.8.3表及び第4.3.3.8.4表に示す。

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5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。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、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。
- 5) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 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。
- 9) 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。
- 10) 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

(4) 資機材

(変更なし)

(5) 作業と所要時間

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4.3.3.8.3表及び第4.3.3.8.4表に示す。

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。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、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。
- 5) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は、後備炉停止系用論理回路が動作するまで運転を継続し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 7) 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。
- 8) 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。
- 9) 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。
- 10) 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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ 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>11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>12) 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 (省略)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コード Super-COPD により解析をする。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。</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°C、コールドレグ温度を 350°C、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、$0.7\text{W}/\text{cm}^2/^{\circ}\text{C}$ とする。</p> <p>3) 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場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該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。この場合、2 次主冷却系は、健全な 1 ループによる自然循環となる。</p> <p>4) 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>b. 解析結果 (省略)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (省略)</p>	<p>挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ 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>11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>12) 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 (変更なし)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コード Super-COPD により解析をする。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。</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°C、コールドレグ温度を 350°C、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、$0.7\text{W}/\text{cm}^2/^{\circ}\text{C}$ とする。</p> <p>3) 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場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該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。この場合、2 次主冷却系は、健全な 1 ループによる自然循環となる。</p> <p>4) 2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機は運転を継続し、<u>1 次主冷却系は定格流量を維持</u>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>b. 解析結果 (変更なし)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第4.3.3.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

第4.3.3.8.1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「原子炉入口冷却材温度高」
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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「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) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」
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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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

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「原子炉入口冷却材温度高」
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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「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) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 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 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第 4. 3. 3. 8. 2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

第 4. 3. 3. 8. 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 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 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 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 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 核計装（線形出力系） ② 燃料破損検出系 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

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 ② 2 次主冷却系	—	① 原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
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 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 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 ② 制御棒駆動系	回転治具	① 核計装（線形出力系） ② 燃料破損検出系 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

第4.3.3.8.3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) (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	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																																															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																																・「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失敗を確認する。															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart 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。 ・「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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart 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 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar]																																・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。															
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart bar]																																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプ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4.3.3.8.3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) (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	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																																															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																																・「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失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart 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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。															
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar]																																・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。															
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart bar]																																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプ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。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。															

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 4. 3. 3. 8. 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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60		120	180
	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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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 ・ <u>原子炉手動停止</u>	[Gantt chart showing duration 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。	
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart showing duration from 0 to 20 minutes]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプ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。	
自主対策	現場対応班員	5 ・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 duration 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。	

変更後

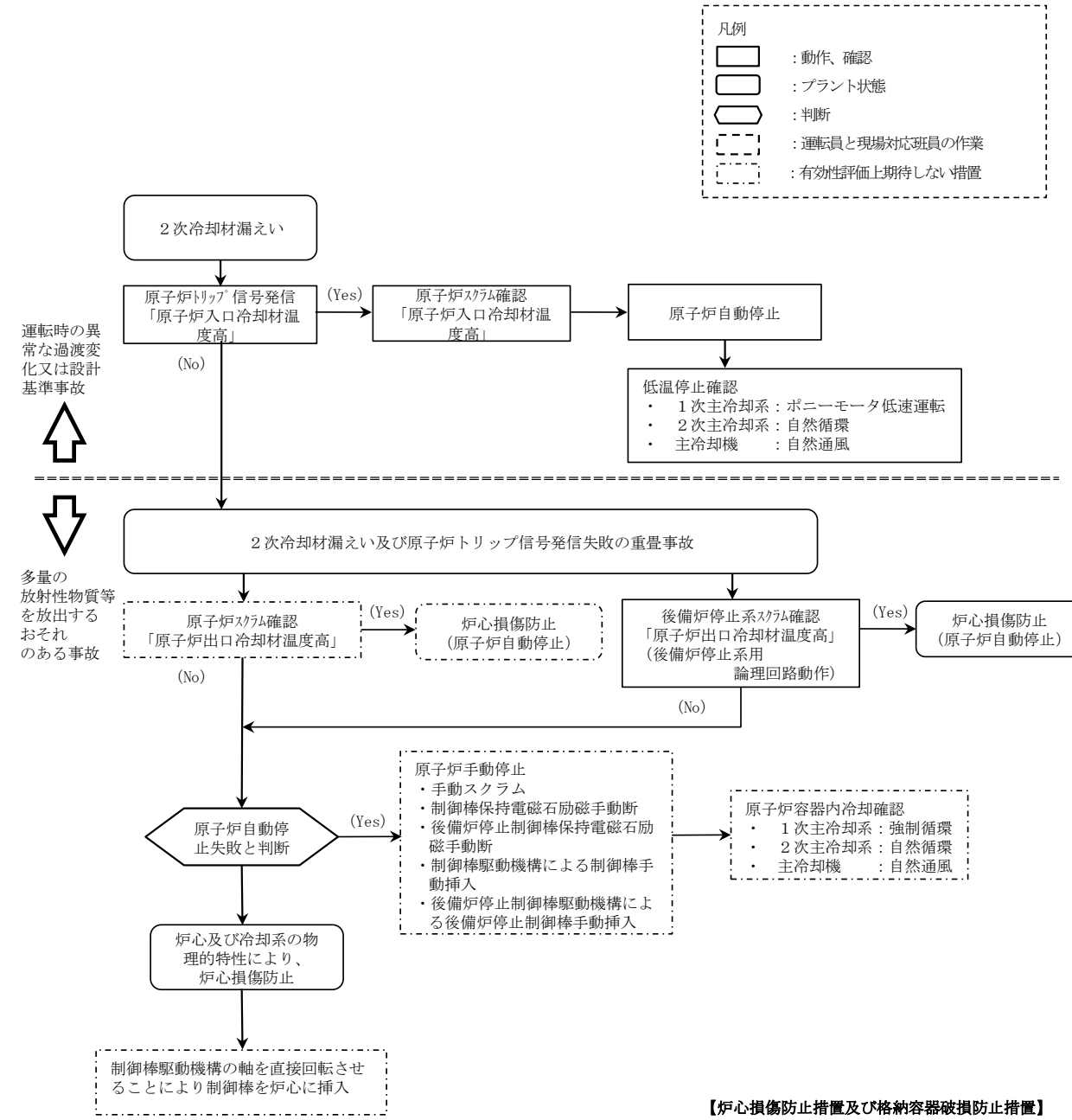
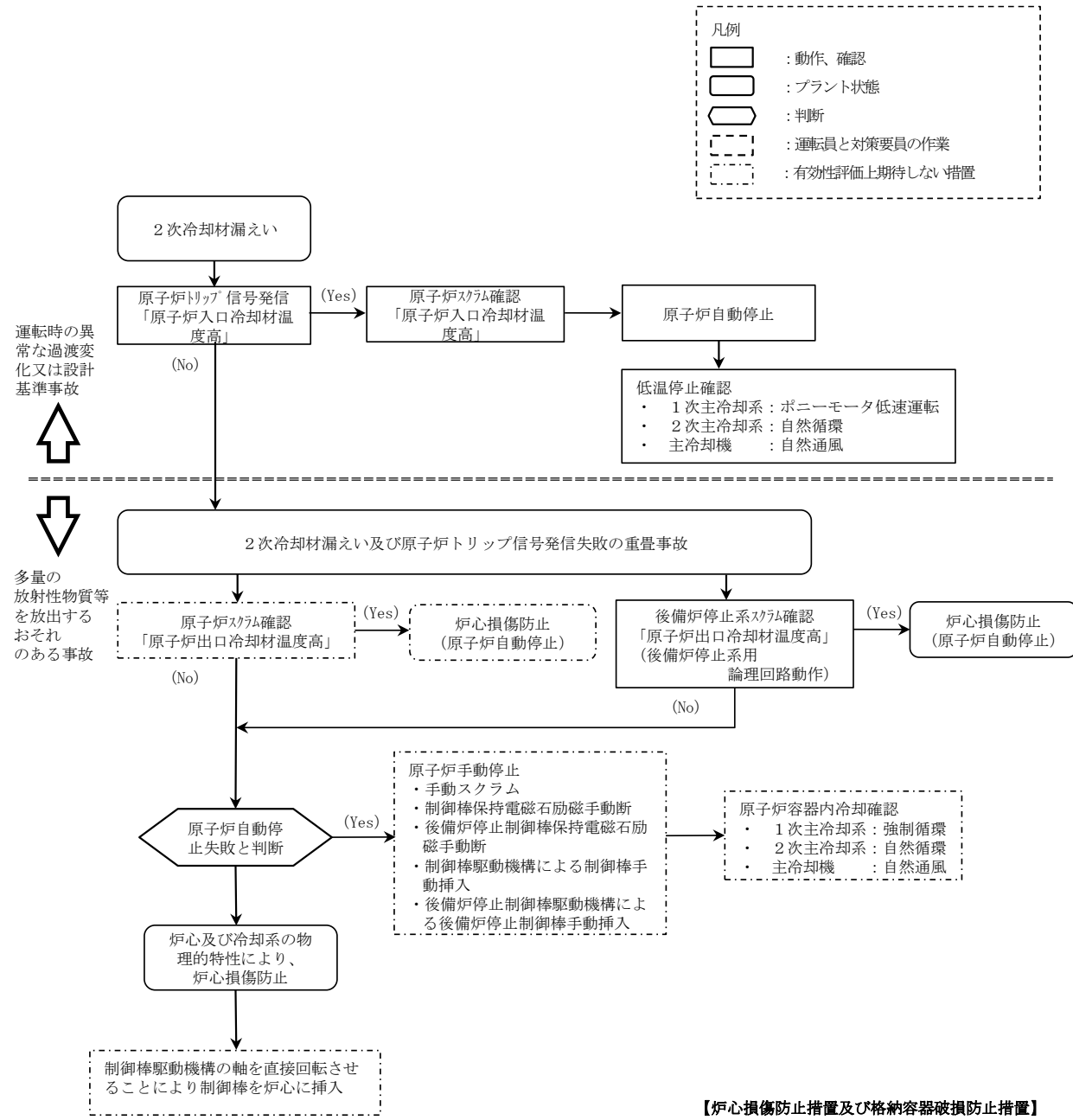
第 4. 3. 3. 8. 4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60		120	180
	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 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing duration 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。	
格納容器破損防止措置	運転員E	1 ・ <u>高温での安定確認</u>	[Gantt chart showing duration from 0 to 5 minutes]												・1次主冷却系の運転状況を確認するとともに、健全側の2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然循環)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。	
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart showing duration from 0 to 20 minutes]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプ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。 ・上記の対策は、現場ドレン弁及び火災区画で運転員3名により実施する。	
自主対策	現場対応班員 (注1)	5 ・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 duration 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。 ・上記の対策は、格納容器(床下)で現場対応班員5名により5分以内実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。	

(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長(高速実験炉部長)のもとで事故の影響緩和策をとることができる。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



第 4.3.3.8.1 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

第 4.3.3.8.1 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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (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>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>(省略)</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、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。また、格納容器（床下）の<u>床面</u>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。</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 (省略)</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. <u>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。</u></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 (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>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>(変更なし)</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、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。また、格納容器（床下）の<u>ライナ上</u>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。</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 (変更なし)</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. <u>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ダンプタンク室に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び鋼製のライナを整備する。</u></p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (省略)</p> <p>(4～(5) (省略)</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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 4) 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。 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-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42mm²とする。 6) 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。 7) 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-710mm)を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。 8) 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。 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。 10) 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。 	<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。<u>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4)～(5) (変更なし)</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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 4) 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。 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-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42mm² <u>(配管肉厚の2乗)</u>とする。 6) 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。 7) 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-710mm)を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。 8) 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。 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。 10) 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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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、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。</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、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 (省略)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 (省略)</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>i. 炉内事象過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、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更に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計算する。</p> <p>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、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を以下の条件で計算する。</p> <p>なお、炉心頂部が露出した時点で原子炉容器外に流出することを仮定しており、本仮定においても大きな保守性を確保している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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42mm²とする。 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。 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、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。 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。 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。 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、沸点に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 	<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、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。</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、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 (変更なし)</p> <p>ii) 不確かさの影響評価 (変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 (変更なし)</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>i. 炉内事象過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、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更に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計算する。</p> <p>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、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を以下の条件で計算する。</p> <p>なお、炉心頂部が露出した時点で原子炉容器外に流出することを仮定しており、本仮定においても大きな保守性を確保している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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42mm² <u>(配管肉厚の2乗)</u> とする。 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。 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、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。 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。 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。 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、沸点に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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>b. 解析結果 (省略)</p> <p>ii. 炉外事象過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</p> <p>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、クリーブ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>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、これを解析の初期状態とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流量は 20,500m³/h (通常運転時: 15,000~20,000m³/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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 解析結果 (省略)</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</p>	<p>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。</p> <p>b. 解析結果 (変更なし)</p> <p>ii. 炉外事象過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>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。</p> <p>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、クリーブ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>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 <u>100%の密度で炉容器振止構造物内に円柱形</u>の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものと、これを解析の初期状態とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流量は 20,500m³/h (通常運転時: 15,000~20,000m³/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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 解析結果 (変更なし)</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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。</p> <p>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ィットの最高温度は約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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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>なお、本発熱条件の不確かさは、損傷炉心物質の幾何形状の不確かさの影響を上回る。</u></p> <p>解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。</p> <p>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ィットの最高温度は約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。</p> <p>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。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 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 ・ 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」 ②安全容器呼吸系圧力計 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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 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原子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 ・ 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原子炉内ナトリウム液面計 ②安全容器呼吸系圧力計 ③ 1 次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器冷却材出口温度計、2 次補助冷却系冷却材流量計
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 次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器冷却材出口温度計、2 次補助冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2023. 2. 22 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

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 ②断熱材 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 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) 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 ・ 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 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

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 ②断熱材 ③ヒートシンク材 ④ライナ	—	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 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) 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 ・ 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 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 (2023. 2. 22 付補正)

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) (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) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽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	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]													
状況判断	運転員A	1	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]												・「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	[Gantt chart showing 3 operators for 5-10 minutes]												・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。 ・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	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]												・安全容器による冷却材漏えい量の抑制の確認 ・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	[Gantt chart showing 2 operators for 5-10 minutes]												・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 <u>(機器の操作時間に余裕を見込んで、60分以内に操作可能)</u>

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) (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) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽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	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]													
状況判断	運転員A	1	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]												・「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。 ・上記の確認は、 <u>原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。</u>
	運転員A、B、D	3	[Gantt chart showing 3 operators for 5-10 minutes]												・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。 ・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。 ・液位の確認は、 <u>中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。</u>
炉心損傷防止措置	運転員B	1	[Gantt chart showing 1 operator for 5-10 minutes]												・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	[Gantt chart showing 2 operators for 5-10 minutes]												・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 ・崩壊熱除去の確認は、 <u>中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、手動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを手動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。</u>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

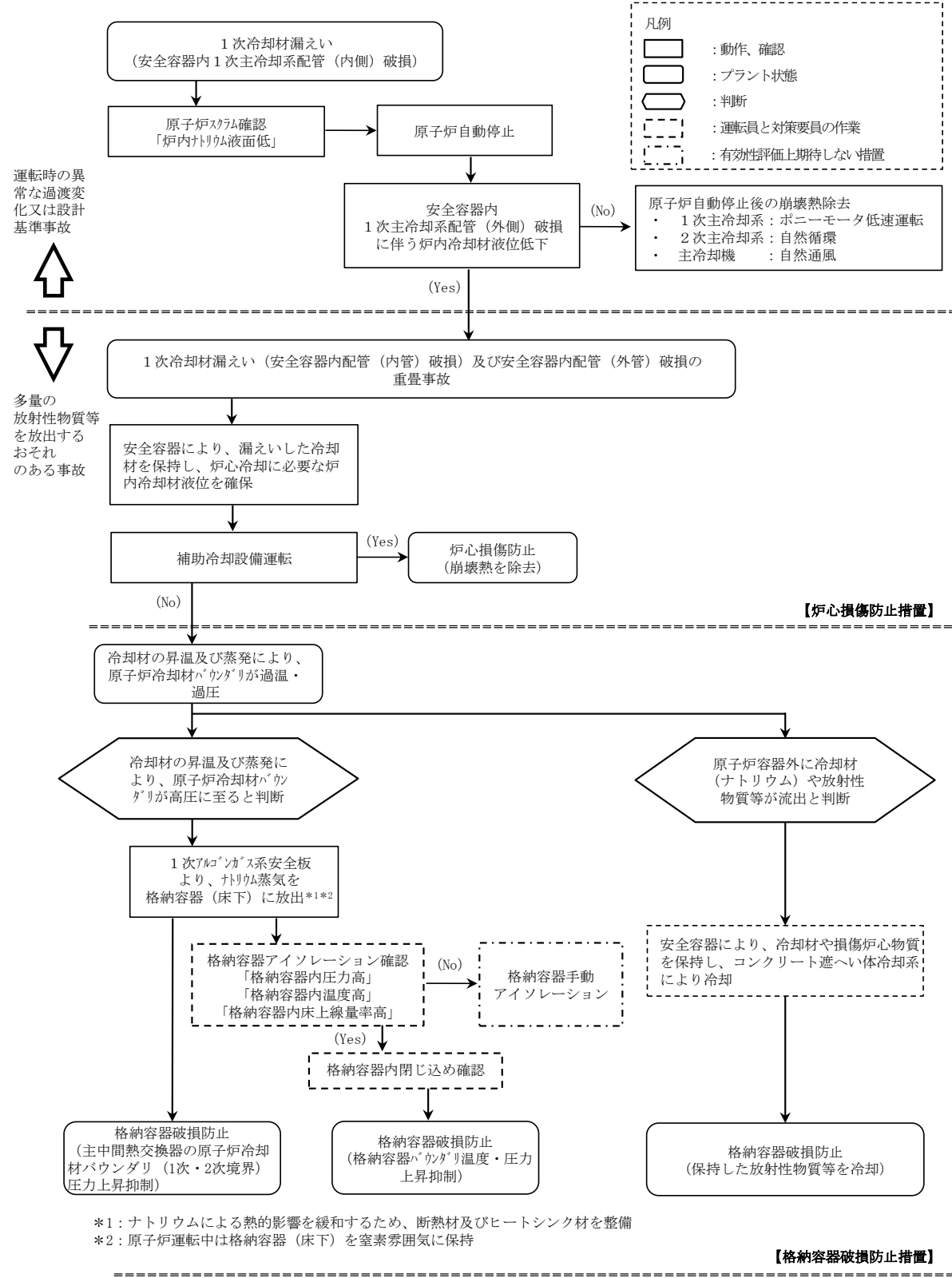
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
		5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗 ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高温に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断													
	当直長	[操作]													
状況判断	運転員A	1	[操作]												・「炉内ナトリウム液面紙」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	2	[操作]												・安全容器内1次主冷却系配管(外部)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	[操作]												・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温に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員D	1	[操作]												・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 ・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、 運転員の操作は不要 。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	[操作]												・「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。 ・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℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・ 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	[操作]												・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心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	[操作]												・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、安全容器内に保持した損傷炉心物質を冷却する。 ・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、 運転は継続されるが、冷却開始前 から、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。

変更後

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) (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) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗 ▽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温に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断													
	当直長	[操作]													
状況判断	運転員A、B	2	[操作]												・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温に至ると判断する。 ・ 上記の判断は、必要の際に、中央制御室で2名により10分以内 に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2	[操作]												・1次アルゴンガス系安全板が開放し、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。 ・ 運転員は、原子炉冷却材バウンダリが高温に至ると判断した場合、ベントラップを含む1次アルゴンガス系安全板までの流路の閉鎖を入りとする。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、ベントラップ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	[操作]												・「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。 ・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℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・ 自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・ 上記の確認及び操作は、必要の際に、中央制御室で2名により5分以内 に実施し、その後、監視を継続する。
状況判断	運転員A、B	2	[操作]												・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。 ・ 上記の判断は、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出した際に、中央制御室で2名により10分以内 に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3	[操作]												・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、安全容器内に保持した損傷炉心物質を冷却する。 ・ コンクリート遮へい体冷却系の運転は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、運転は継続される。冷却材の漏えいが発生し、補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、炉外事故過程における安全容器外面冷却の開始前 から、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。 なお、有効性評価の観点では、本手順を踏まえて、解析の初期から最大後の値を適用する。

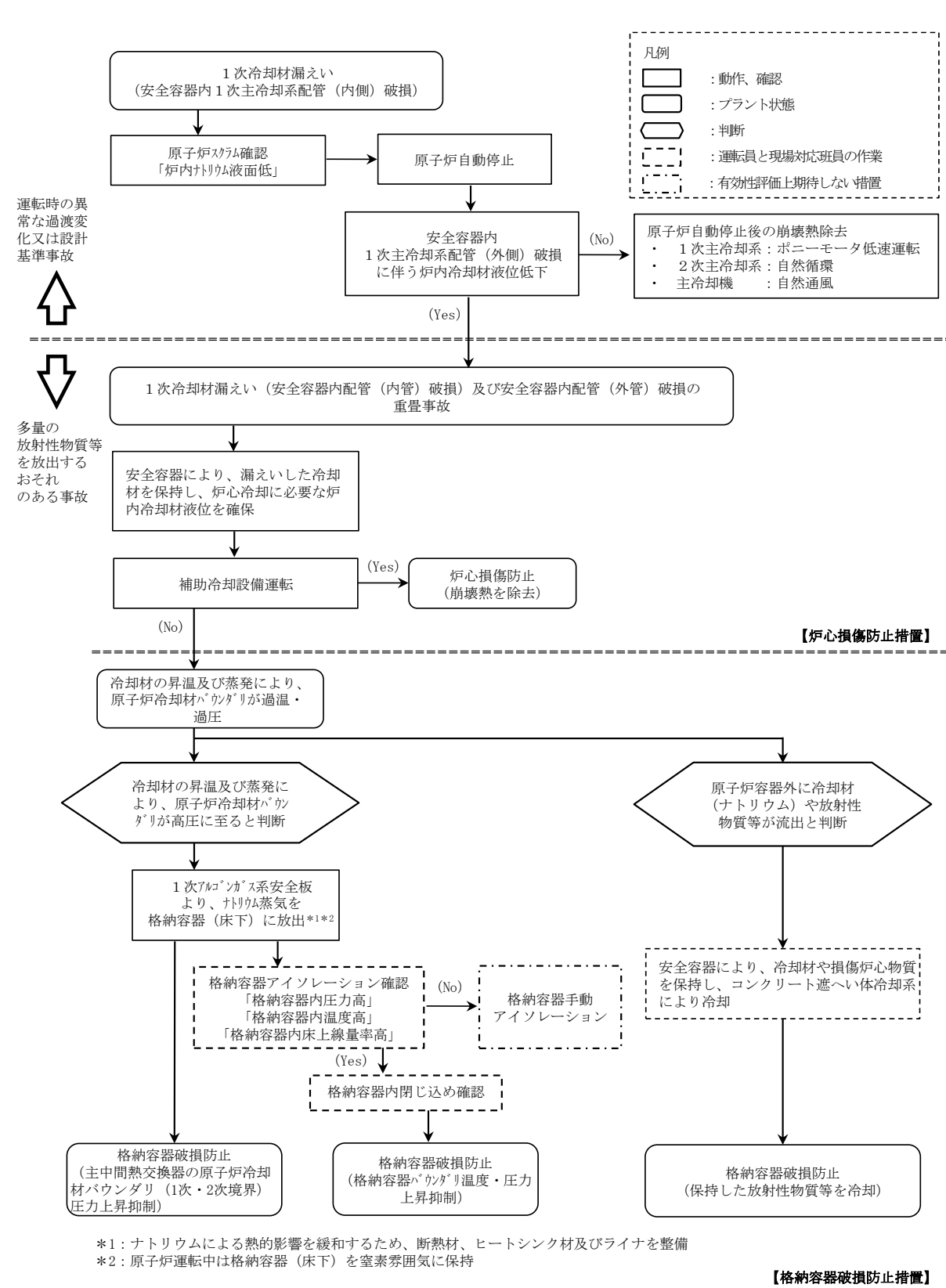
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

第 4.3.3.9.2 図～第 4.3.3.9.14 図 (省略)

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

第 4.3.3.9.2 図～第 4.3.3.9.14 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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</p> <p>(1)～(2) (省略)</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 (省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>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. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えい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。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。</p> <p>c. 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>d. ナトリウムが漏えいし、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 (省略)</p> <p>(4)～(5) (省略)</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置 (省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードSuper-COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.2図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要</p>	<p>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</p> <p>(1)～(2) (変更なし)</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 (変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>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. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。</p> <p>b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えい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。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。<u>手動による措置は、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。</u></p> <p>c. 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>d. ナトリウムが漏えいし、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。<u>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4)～(5) (変更なし)</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置 (変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>i) 基本ケース</p> <p>i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードSuper-COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.2図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>な解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 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。 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm²とする。 3) 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。 4) 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。 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。 6) 原子炉容器入口ナトリウム温度及び炉心領域のナトリウム温度は、保守的な想定として、それぞれ約340℃、約350℃とする。また、リークジャケットの外面は断熱条件とする。 7) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点（事象発生約2時間後）から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は5,500m³/h、原子炉容器入口温度は40℃とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。 <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.10.3図及び第4.3.3.10.4図に示す。</p> <p>コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約610℃であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約540℃であり、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。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。</p> <p>ii. 格納容器応答過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な</p>	<p>な解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 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。 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm²（配管肉厚の2乗）とする。<u>なお、当該位置は漏えい口の内側圧力が最も高く、かつ、漏えい口の大きさは配管肉厚が最大となる原子炉容器出口配管の肉厚から設定していることから、本想定は、1次主冷却系配管において最大の流出速度を与える保守的なものである。</u> 3) 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。 4) 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。 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。 6) 原子炉容器入口ナトリウム及び炉心領域のナトリウムの初期温度は、<u>1次主冷却系の系統降温操作を考慮しない保守的な想定に基づき計算し、</u>それぞれ約340℃及び約350℃とする。また、リークジャケットの外面は断熱条件とする。 7) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点（事象発生約2時間後）から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は5,500m³/h、原子炉容器入口温度は40℃とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。 <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.10.3図及び第4.3.3.10.4図に示す。</p> <p>コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約610℃であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約540℃であり、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。<u>原子炉容器外面冷却時の崩壊熱に基づく燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度は冷却材最高温度とほぼ同等であり、燃料最高温度も過度に上昇しないと判断できることから、被覆管最高温度及び燃料最高温度も炉心損傷防止措置の評価項目として設定した値を超えない。</u>したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。</p> <p>ii. 格納容器応答過程の解析</p> <p>a. 解析条件</p> <p>計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm²とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。 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。 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる170m²とする。 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。 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伝熱を考えるものとする。 7) 格納容器 (床上) と格納容器 (床下) は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。 <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7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0.025kg/cm²[gage] (約2.5kPa[gage]) 及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage] (約0.13MPa[gage]) 及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器 (床上) の健全性は確保される。</p> <p><u>また、格納容器 (床下) の最高圧力は約0.065kg/cm²[gage] (約6.4kPa[gage])、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器 (床下) の健全性は確保される。</u></p> <p>なお、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。</p> <p>以上より、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 (省略)</p>	<p>解析条件等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm² <u>(配管肉厚の2乗)</u>とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。 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。 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる170m²とする。 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。 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伝熱を考えるものとする。 7) 格納容器 (床上) と格納容器 (床下) は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。 <p>b. 解析結果</p> <p>解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7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0.025kg/cm²[gage] (約2.5kPa[gage]) 及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage] (約0.13MPa[gage]) 及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器 (床上) の健全性は確保される。格納容器 (床下) の最高圧力は約0.065kg/cm²[gage] (約6.4kPa[gage]) <u>であり、格納容器 (床下) の健全性は確保される。</u></p> <p><u>また、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値の200℃以下にとどまり、ライナ及びコンクリートの健全性は確保される。</u></p> <p>なお、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。</p> <p>以上より、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 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

第4.3.3.10.1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	・「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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装 (線形出力系)
事故発生 の判断	・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」
主冷却系サイフォンブ レークによる 冷却材漏えい量の 抑制 ・ 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サイフォンブ レーク配管	—	①「炉内ナトリウム液面計」 ②1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	—	①1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

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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装 (線形出力系)
事故発生 の判断	・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原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系サイフォンブ レークによる 冷却材漏えい量の 抑制 ・ 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サイフォンブ レーク配管	—	①原子炉内ナトリウム液面計 ②1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、2次補助冷却系冷却材流量計
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	—	①1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、2次補助冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第4.3.3.10.2表 (省略)

第4.3.3.10.2表 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第4.3.3.10.3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) (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(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 ▽安全容器外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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・安全容器外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。 ・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 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・炉心損傷防止措置(主冷却系サイフォンブレイクによる液位確保)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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 <u>(機器の動作時間に余裕を見込んでも、60分以内に操作可能)</u> 。										

変更後

第4.3.3.10.3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) (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(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 ▽安全容器外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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「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。 <u>上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。</u>										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・安全容器外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。 ・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。 <u>・液位の確認は、中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。</u>										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・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。 <u>上記は、中央制御室で1名により、液位の監視を継続することにより確認する。</u>										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・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。 <u>・崩壊熱除去の確認は、中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、自動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを自動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。</u>										

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 4. 3. 3. 10. 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

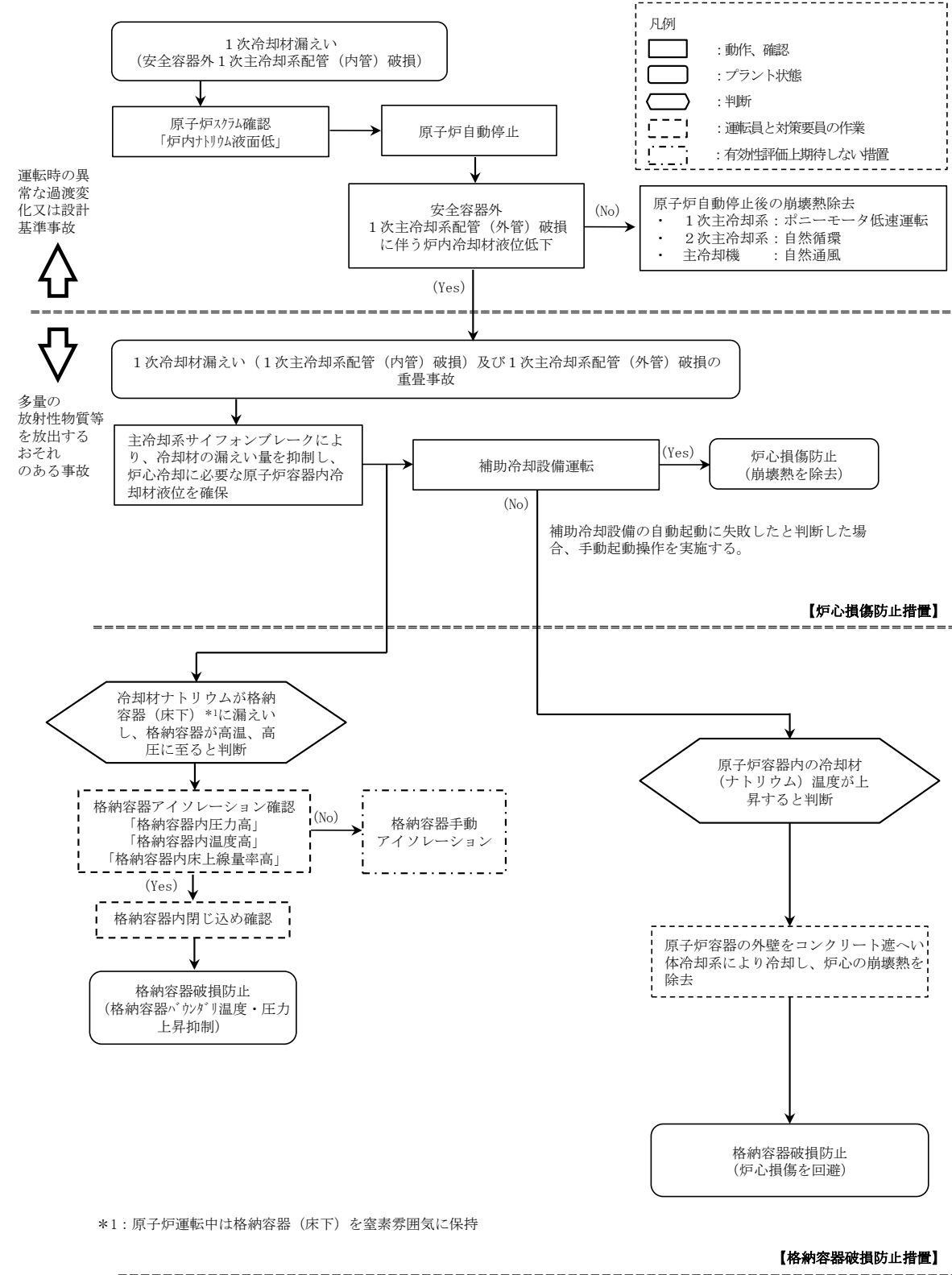
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)																備考							
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日	5	10	20	30		60	120	180	10日	20日	30日	40日
		異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、 原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																							
	当直長	・運転操作指揮																							
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断																							・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却																							・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介しなくても、運転は継続される。 運転員は、事故発生の判断前から手順の準備を行い、冷却開始時に、通水流量を増加させる手順及び通気流路を原子炉容器外面に切り替える手順を実施する。なお、本操作は約10分で実施可能であり、事象進展速度を踏まえ、操作時間は確保される。
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断																							・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																							・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が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。 ・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. 10. 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) (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	5	10	20	30		60	120	180	10日	20日	30日	40日
		異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、 原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																							
	当直長	・運転操作指揮																							
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断																							・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。 上記の判断は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却																							・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介しなくても、運転は継続される。 冷却材の漏えいが発生し、補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、原子炉容器外面冷却の開始前より、通水流量を増加させる手順等を実施し、原子炉容器外面冷却に備える。原子炉容器内冷却材液位が低下し、主冷却系による崩壊熱除去にも失敗すると判断した時点で、原子炉容器外面冷却開始前に、通気流路を原子炉容器外面に切り替える手順を10分以内に実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から上記手順実施後の値を適用する。
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断																							・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。 上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																							・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作室で操作を実施する。

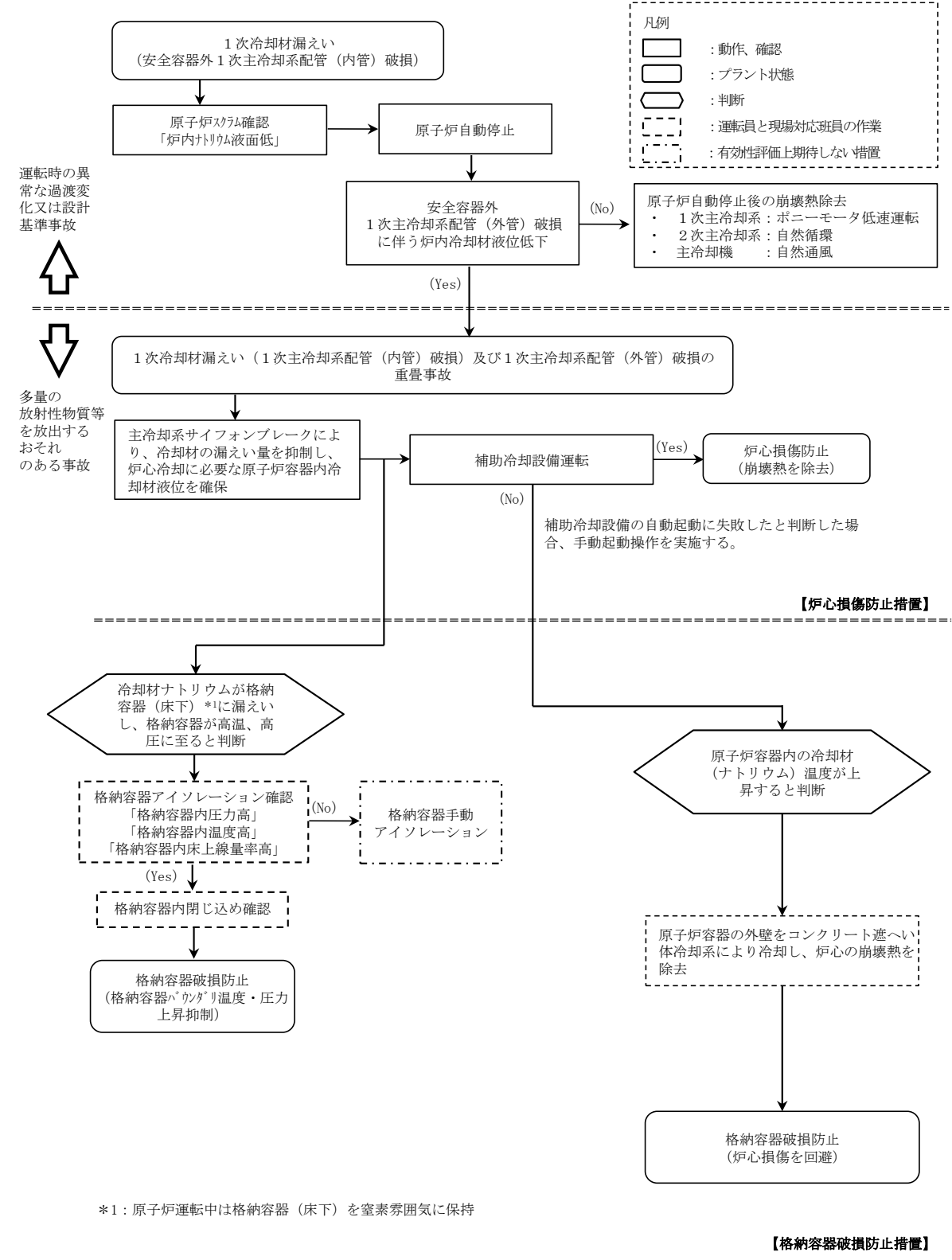
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



第 4.3.3.10.1 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

第 4.3.3.10.2 図～第 4.3.3.10.7 図 (省略)

変更後



第 4.3.3.10.1 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

第 4.3.3.10.2 図～第 4.3.3.10.7 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>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、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、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。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。</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（省略）</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（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次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、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次主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. 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>c. 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動でも制御可能とする。</p> <p>d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。</p> <p>e. <u>以上に加えて</u>、自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を開けることができるものとする。また、1次補助冷却系の出入口止弁を閉めることによっても、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保できるものとする。なお、本措置は上記 a. 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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p>	<p>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</p> <p>(1) 事故の原因及び説明</p> <p>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、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、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。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管低所（内側及び外側）とし、<u>漏えい口の大きさは16mm²（配管肉厚の2乗）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（変更なし）</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（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次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、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次主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. 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>c. 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動でも制御可能とする。<u>手動による措置は、自動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>d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。<u>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>e. 自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を開けることができるものとする。また、1次補助冷却系の出入口止弁を閉めることによっても、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保できるものとする。なお、本措置は上記 a. 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。</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)					変更後				
(省略) (iii) その他 (省略) (4) ~ (6) (省略)					(省略) (iii) その他 (省略) (4) ~ (6) (変更なし)				
第4.3.3.11.1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4.3.3.11.1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			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 ②制御棒駆動系	-	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装 (線形出力系)	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 ②制御棒駆動系	-	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装 (線形出力系)
事故発生の判断	・1次補助冷却系配管 (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」	事故発生の判断	・1次補助冷却系配管 (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原子炉内ナトリウム液面計
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	①1次補助冷却系サイフォンブレイク	-	①「炉内ナトリウム液面計」	1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	①1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁	-	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系による崩壊熱除去	・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。	①1次主冷却系 ②2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	主冷却系による崩壊熱除去	・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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	-	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器 (床下) への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	-	-	①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」	格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器 (床下) への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	-	-	①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」
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 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) 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」	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 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) 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					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4.3.3.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

第4.3.3.11.2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) (作業に必要な要員数)	5	10	
炉心損傷防止措置	当直長	1	10	・ 運転操作指揮
	運転員A	1	10	・ 原子炉スクラム確認
状況判断	運転員A, D	2	10	・ 事故発生の判断
	運転員B, C	2	10	・ 1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・ 自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁間に失敗した場合、手動で開操作 ・ 1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の閉操作 ・ 主冷却系の循環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	運転員B, E	2	10	・ 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。

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) (作業に必要な要員数)	5	10	
炉心損傷防止措置	当直長	1	10	・ 運転操作指揮
	運転員A	1	10	・ 原子炉スクラム確認
状況判断	運転員A, D	2	10	・ 事故発生の判断
	運転員B, C	2	10	・ 1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・ 自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁間に失敗した場合、手動で開操作 ・ 1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の閉操作 ・ 主冷却系の循環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	運転員B, E	2	10	・ 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。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後

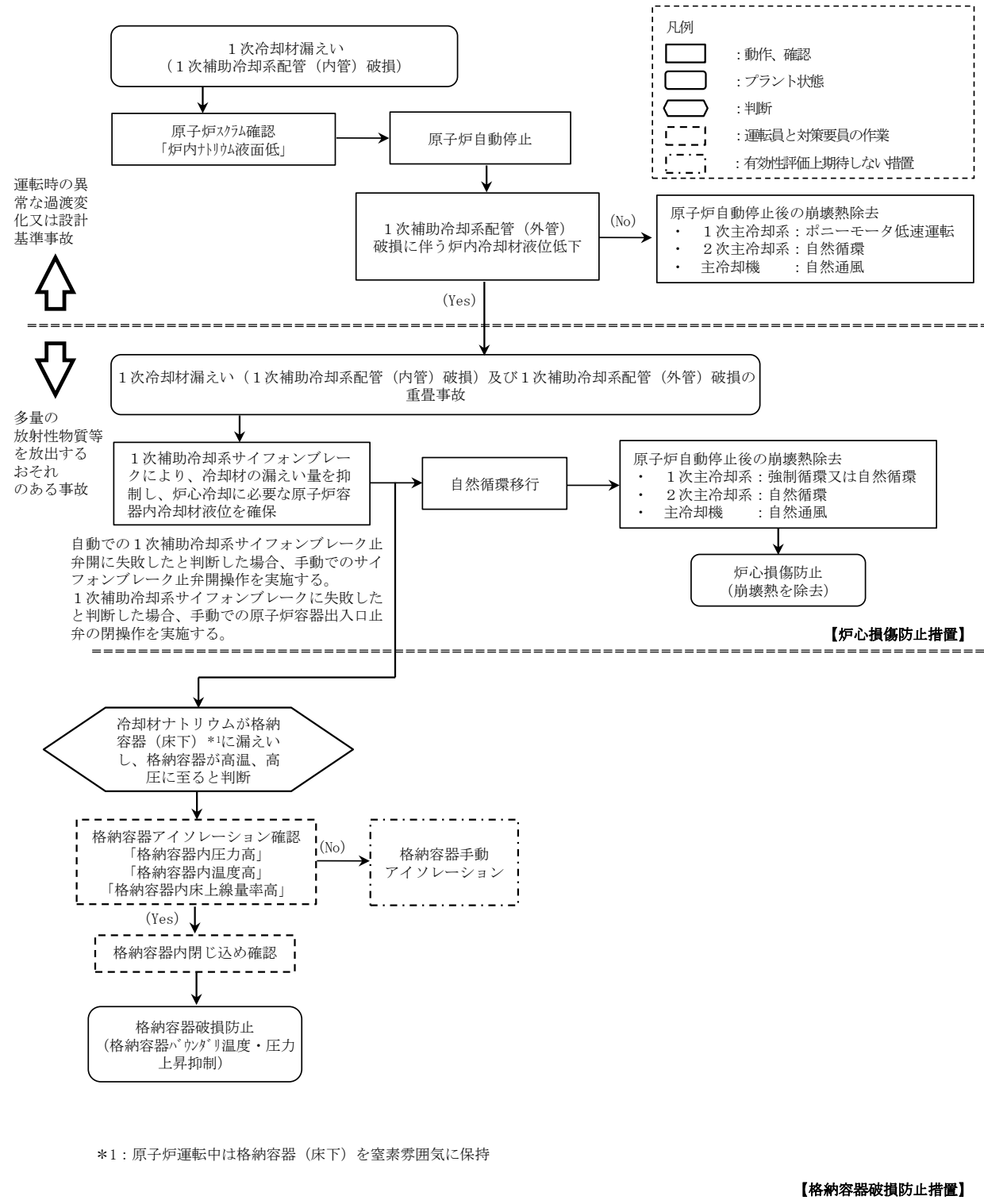
第 4. 3. 3. 11. 3 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

第 4. 3. 3. 11. 3 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	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目		▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	当直長	・運転操作指揮																										
状況判断	運転員A、E	2	・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。									
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション ・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。 ・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状態の監視を継続する。																・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u>									

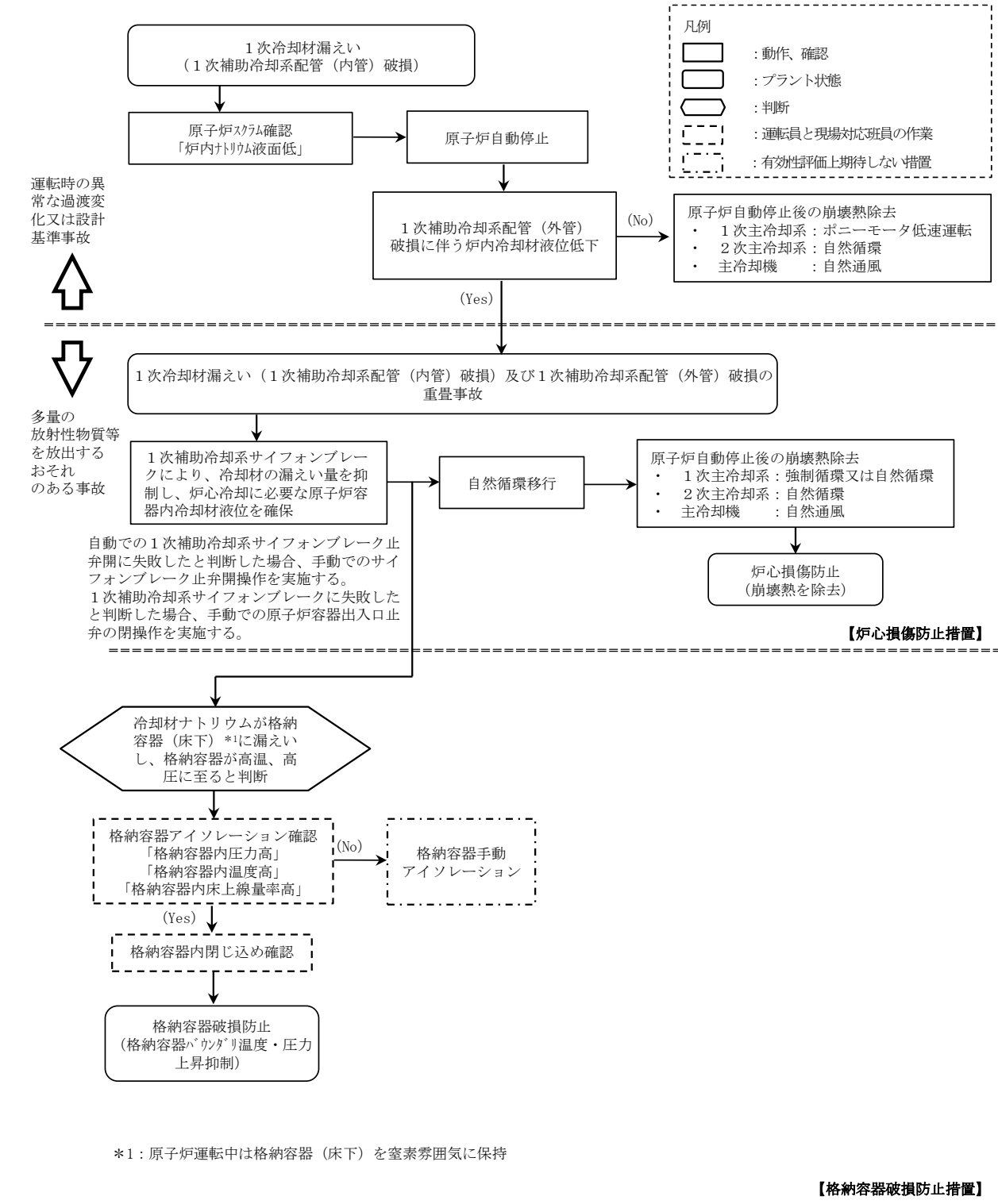
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)																備考										
		5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目		▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	当直長	・運転操作指揮																										
状況判断	運転員A、D	2	・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。 ・ <u>上記の判断は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。</u>									
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2	・主冷却系(1ループ)の循環による冷却(自然循環)																・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。 ・ <u>上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。</u>									
格納容器破損防止措置	運転員A、D	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション ・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。 ・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状態の監視を継続する。																・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・ <u>上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。</u>									

変更前 (2023. 2. 22 付補正)



第 4. 3. 3. 11. 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. 11. 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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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) ~ (2) (省略)</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動でも制御可能とする。</p> <p>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 (省略)</p> <p>(iii) その他 (省略)</p> <p>(4) ~ (6) (省略)</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) ~ (2) (変更なし)</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動でも制御可能とする。<u>手動による措置は、自動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>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。<u>本措置は上記の a. ~ b. 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 (変更なし)</p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) ~ (6) (変更なし)</p>

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

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 ②制御棒駆動系	-	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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。	-	-	①1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。	①1次主冷却系 ②2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

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 ②制御棒駆動系	-	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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。	-	-	①1次主冷却系冷却材流量計、1次補助冷却系冷却材流量計、2次補助冷却系冷却材流量計
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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	-	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

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

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

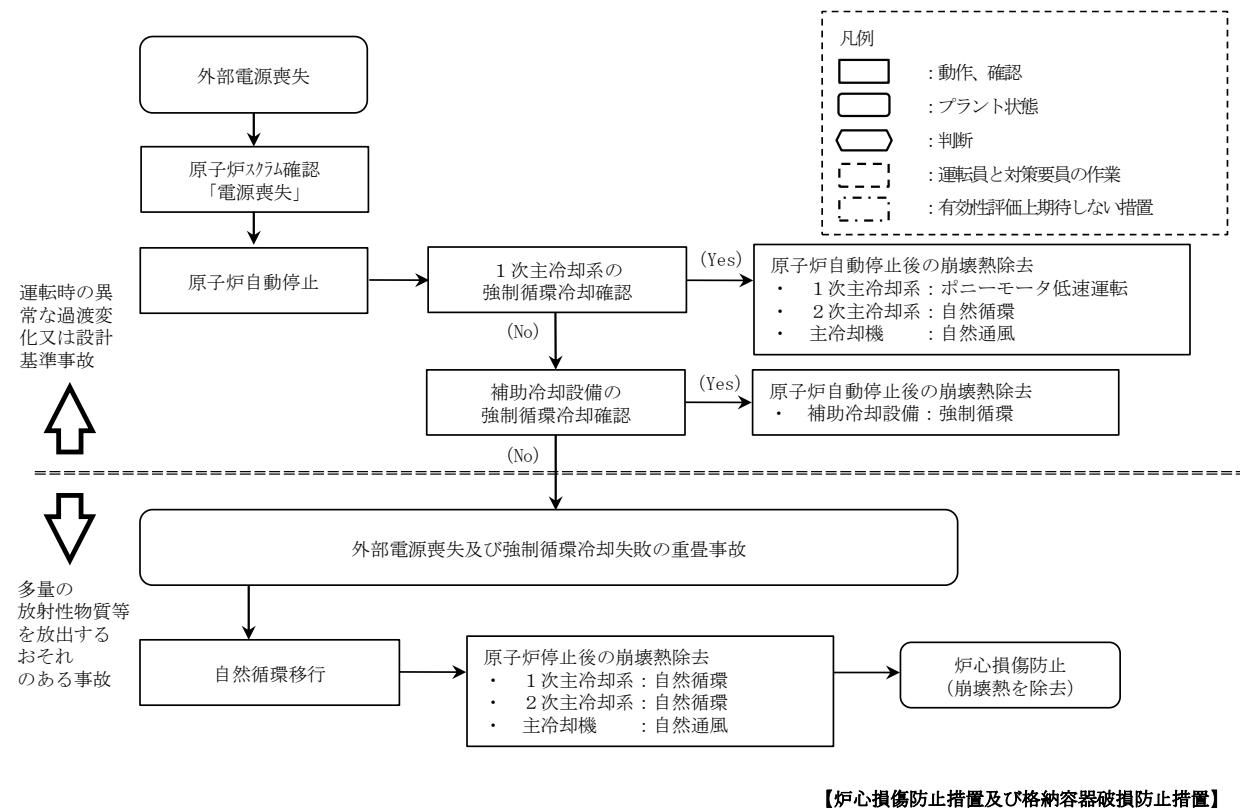
第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)																備考	
	要員 (名) (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) ▽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																		・「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断																		・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・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。
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧																		・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。

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)																備考	
	要員 (名) (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) ▽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																		・「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断																		・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行 (2ループ又は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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対応	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧																		・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。 ・上記の対応は、中央制御室及び現場で運転員2名により実施する。なお、対応は現場対応班員と連携して実施する。

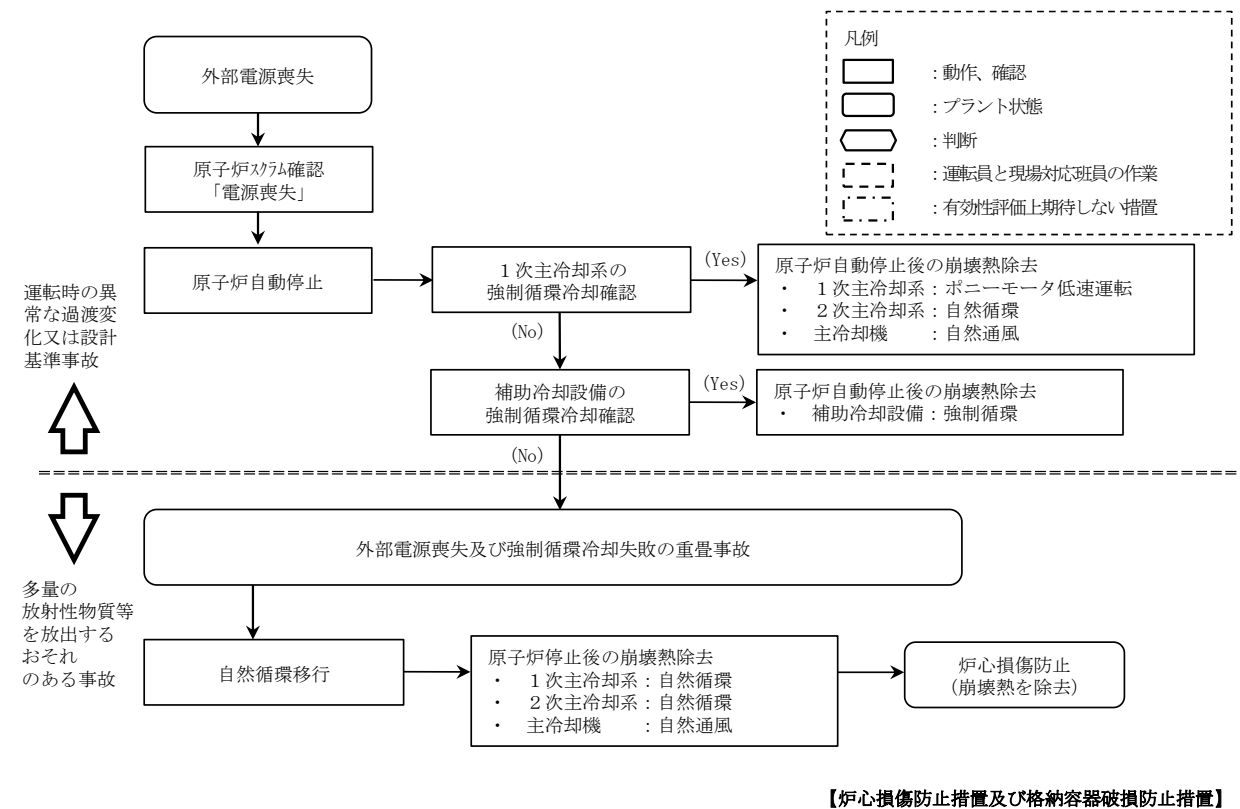
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

第 4. 3. 3. 12. 2 図～第 4. 3. 3. 12. 3 図 (省略)

変更後



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

第 4. 3. 3. 12. 2 図～第 4. 3. 3. 12. 3 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 (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 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。 (省略) 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、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。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する措置を講じる。 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> <p>(i) 炉心損傷防止措置 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、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、1ループの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動でも制御可能とする。</p> <p>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 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>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 (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 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。 (変更なし) 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、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。また、格納容器(床下)のライナ上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。 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> <p>(i) 炉心損傷防止措置 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、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、1ループの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動でも制御可能とする。<u>手動による措置は、自動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>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。<u>本措置は上記のa.～b.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 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>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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. <u>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。</u>なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。</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 (省略)</p> <p>(4) ~ (5) (省略)</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置 (省略)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 (省略)</p> <p>i) 炉内事象過程の解析 (省略)</p> <p>ii) 格納容器応答過程の解析</p> <p>a. 解析条件 (省略)</p> <p>b. 解析結果 解析結果を第 4. 3. 3. 13. 8 図及び第 4. 3. 3. 13. 9 図に示す。 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/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）及び約 42℃であり、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。</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. <u>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ダンプタンク室に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び鋼製のライナを整備する。</u>なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。<u>手動による措置は、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。</u></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。<u>手動による措置は、自動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。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) ~ (5) (変更なし)</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p> <p>(i) 炉心損傷防止措置 (変更なし)</p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置 (変更なし)</p> <p>i) 炉内事象過程の解析 (変更なし)</p> <p>ii) 格納容器応答過程の解析</p> <p>a. 解析条件 (変更なし)</p> <p>b. 解析結果 解析結果を第 4. 3. 3. 13. 8 図及び第 4. 3. 3. 13. 9 図に示す。 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/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）及び約 42℃であり、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。格納容器（床下）の最高圧力は約</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p><u>また</u>、格納容器（床下）の最高圧力は約 0.032kg/cm²[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、いずれも約 68℃であり、<u>格納容器（床下）の健全性は確保される。</u></p> <p>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 1.2×10⁻⁴%、総放出量は約 4.4×10⁻³TBq となり、100TBq を十分に下回る。</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、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) 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。</p> <p>iii) 不確かさの影響評価 (省略)</p>	<p>0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）<u>であり、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）を超えることはなく、格納容器（床下）の健全性は確保される。</u></p> <p><u>また</u>、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、いずれも約 68℃であり、<u>機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値の 200℃以下にとどまり、ライナ及びコンクリートの健全性は確保される。</u></p> <p>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 1.2×10⁻⁴%、総放出量は約 4.4×10⁻³TBq となり、100TBq を十分に下回る。</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、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) 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。</p> <p>iii) 不確かさの影響評価 (変更なし)</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 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 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 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 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 次主冷却系冷却材流量計、1 次補助冷却系冷却材流量計、2 次補助冷却系冷却材流量計
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 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

変更前 (2023. 2. 22 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					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			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	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 ②断熱材 ③ヒートシンク材	—	①安全板の状態表示	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 ②断熱材 ③ヒートシンク材 ④ライナ	—	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 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） 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」	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 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） 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	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 ・ 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 ②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 ・ 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 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					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 (2023. 2. 22 付補正)

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

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) (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) ▽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失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing time allocation]												・「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	[Bar chart showing time allocation]												・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・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)	[Bar chart showing time allocation]												・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	[Bar chart showing time allocation]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、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。

変更後

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

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) (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) ▽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失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing time allocation]												・「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。 ・上記の確認は、 <u>中央制御室で1名により5分以内</u> に実施する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Bar chart showing time allocation]												・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。 ・上記の確認は、 <u>中央制御室で2名により10分以内</u> に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A、B	2 ・自然循環移行 (1ループ)	[Bar chart showing time allocation]												・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。 ・上記の確認は、 <u>中央制御室で2名により10分以内</u> に実施し、その後監視を継続する。
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	[Bar chart showing time allocation]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、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等を行う。 ・上記の対策は、 <u>現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施</u> する。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

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

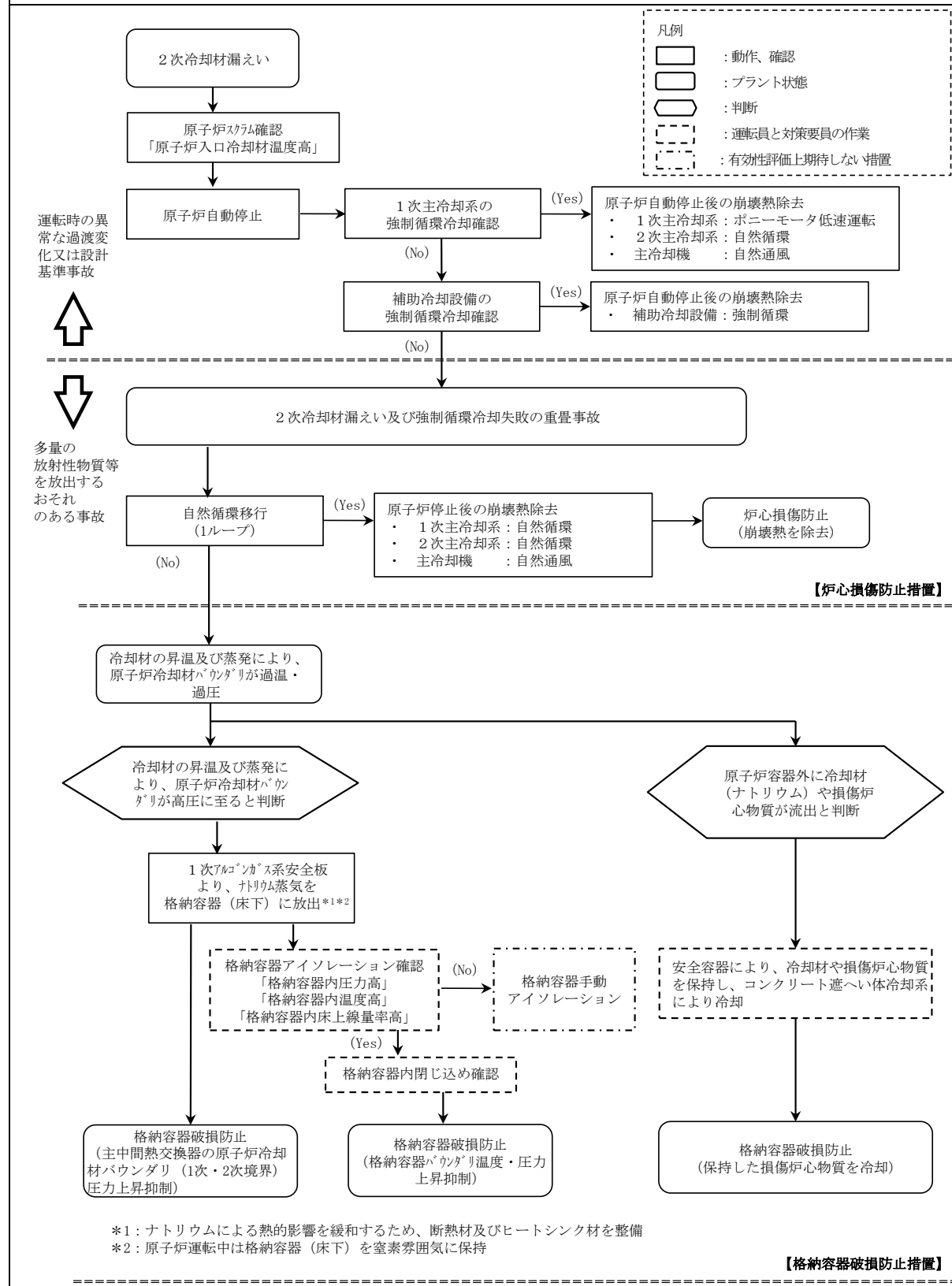
必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日		
	当直長	・運転操作指揮												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断												
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出												
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したことの判断												
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損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却												

変更後

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
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日		
	当直長	・運転操作指揮												
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												
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A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したことの判断												
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損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却												

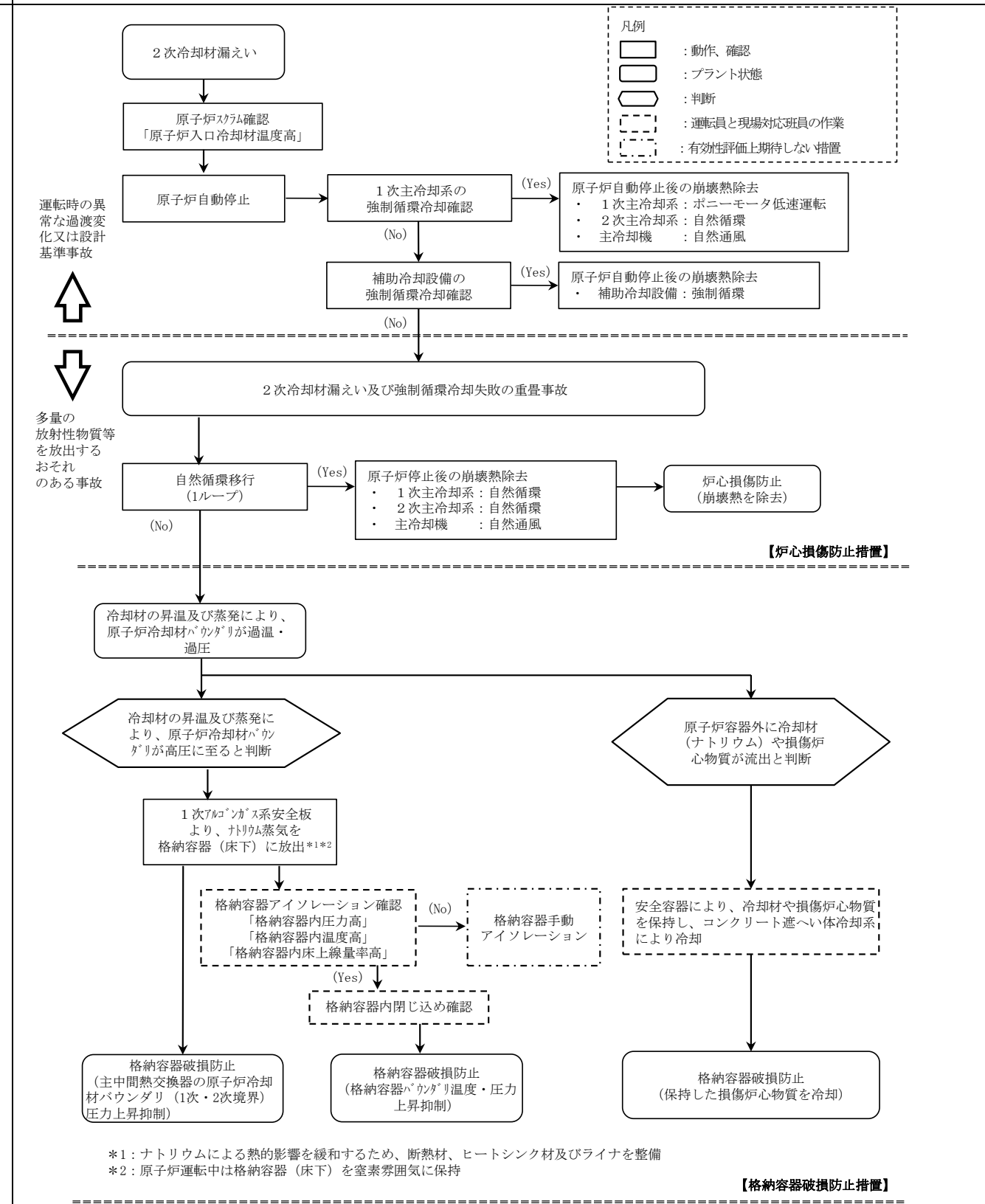
変更前 (2023. 2. 22 付補正)



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

第 4. 3. 3. 13. 2 図 ~ 第 4. 3. 3. 13. 13 図 (省略)

変更後



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

第 4. 3. 3. 13. 2 図 ~ 第 4. 3. 3. 13. 13 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故</p> <p>(1) ~ (2) (省略)</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>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. 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動でも制御可能とする。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。</p> <p><u>d. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。</u></p> <p>(ii) 格納容器破損防止措置</p> <p>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。</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。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。</p> <p>(iii) その他 (省略)</p>	<p>4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故</p> <p>(1) ~ (2) (変更なし)</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>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. 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動でも制御可能とする。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、<u>仮設電源設備及び仮設計器により、監視を実施できるものとする。</u></p> <p><u>d. 運転員は、仮設電源設備を保管場所から原子炉附属建物の設置場所に移動、設置し、仮設電源ケーブルを敷設して、制御盤に接続する。これらの操作は、直流及び交流無停電電源系が枯渇する2時間以内に行う。なお、仮設電源設備の運搬等は、事故発生後約1時間後に参集する現場対応班員と連携して実施することがある。なお、冷却材の温度は仮設計器によっても測定できるものとする。仮設計器による措置は、仮設電源設備による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>e. 仮設電源設備は2箇所の保管場所に分散配置し、各保管場所から原子炉附属建物の設置場所までの移動ルートも2系統用意し、一方が使用できない場合であっても、2時間以内に制御盤に接続可能な手順とする</u></p> <p><u>f. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。本措置は上記のa. ~ e. 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>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。</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。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。</p> <p><u>b. 運転員は、仮設計器を用いた抵抗測定により、格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度を監視し、異常がないことを確認する。</u></p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p>

(4)～(5) (省略)

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

(省略)

(ii) 格納容器破損防止措置

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。

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。

(4)～(5) (変更なし)

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

(変更なし)

(ii) 格納容器破損防止措置

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。

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。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。

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)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	①仮設電源設備 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4.3.3.14.1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)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 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。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	①仮設電源設備 ②仮設計器	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

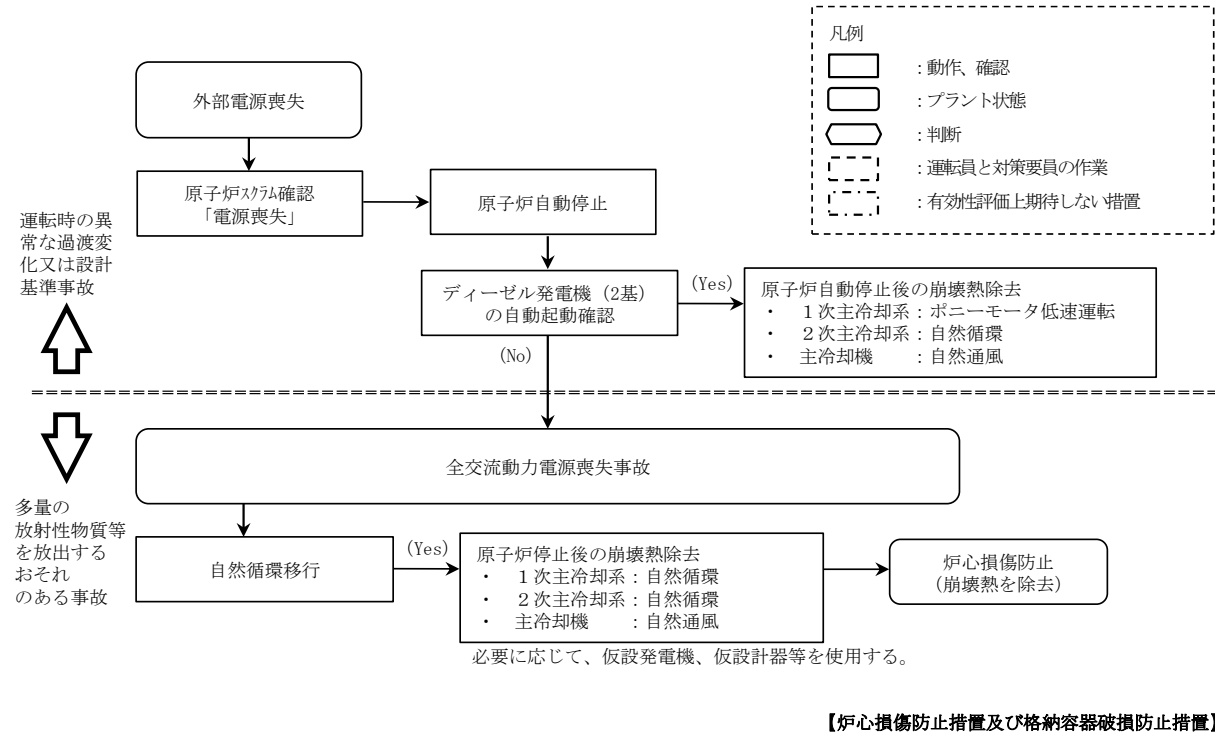
第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	20日	30日	40日													
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																						
状況判断	運転員A	1	・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗を確認する。 					
	運転員A、D	2	・事故発生の判断	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																					
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4	・自然循環移行	[Gantt chart showing 40 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・仮設電源機、仮設計器等により温度監視等を行う。 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。 					
	運転員E	1	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧	[Gantt chart showing 10 minutes of activity]																					

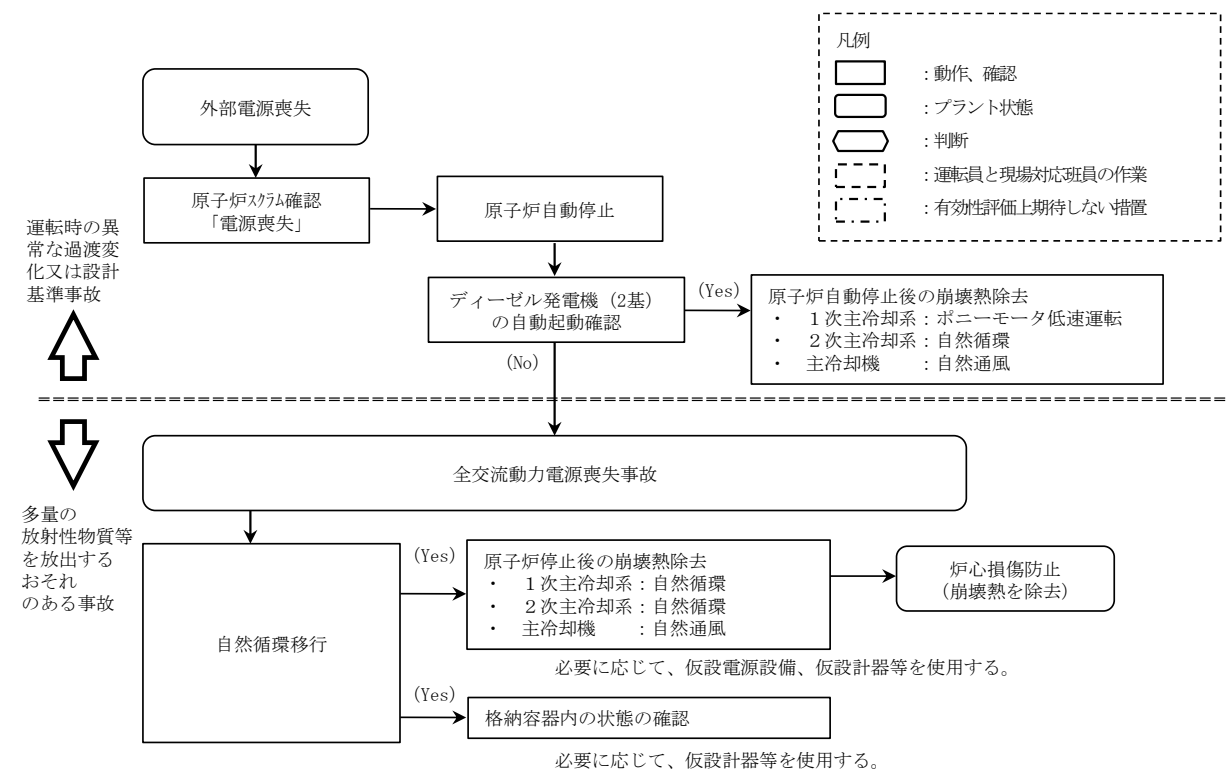
変更後

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	20日	30日	40日													
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																						
状況判断	運転員A	1	・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。 					
	運転員A、D	2	・事故発生の判断	[Gantt chart showing 5 minutes of activity]																					
炉心損傷防止措置 <u>格納容器破損防止措置</u>	運転員A、B、C、D	4	・自然循環移行 <u>(2ループ又は1ループ)</u>	[Gantt chart showing 40 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・仮設電源設備、仮設計器等により温度監視等を行う。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、仮設電源設備、仮設計器等による温度監視等は、中央制御室及び現場で4名により、蓄電池が枯渇する前に、120分以内で実施する。なお、仮設電源設備の運転等は、現場対応班員と連携して実施することがある。 					
<u>格納容器破損防止措置</u>	運転員B	1	・仮設計器を用いた格納容器内の状態の確認 (異常がないことの確認)	[Gantt chart showing 10 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・仮設計器等により格納容器 (床下) 格納容器 (床下) の温度の監視を継続し、異常がないことを確認する。 ・上記の監視は、中央制御室で1名により、蓄電池の枯渇後に実施する。 					
<u>自主対策</u>	運転員E	1	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧	[Gantt chart showing 10 minutes of activity]																<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。 ・上記の対策は、中央制御室及び現場で運転員1名により実施する。なお、対策は現場対応班員と連携して実施する。 					



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



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

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故</p> <p>(1)～(2) (省略)</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、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。</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、冷却材流路が同時に閉塞されることを防止する。</p> <p>c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を<u>早期</u>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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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>なお</u>、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。</p> <p>f. 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。<u>なお</u>、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。</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. 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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p>	<p>4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故</p> <p>(1)～(2) (変更なし)</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、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。</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、冷却材流路が同時に閉塞されることを防止する。</p> <p>c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を<u>直ちに（数分）</u>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。</p> <p>d. 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。</p> <p>e. 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<u>（数十分）</u>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。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>なお、カバーガス法燃料破損検出設備は、耐震性が確保されていないが、燃料要素破損時に、燃料要素の破損を検知する手段として有効である。</u></p> <p>f. 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。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。</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. 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）による原子炉容器内冷却を可能とする。</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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）へ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 (省略)</p> <p>(4) 資機材 (省略)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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。</p> <p>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。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p>	<p>b. 回転プラグ及びその固定ボルト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噴出したナトリウムの影響を緩和する。</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。本措置は、d.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。</p> <p>d. 格納容器（床上）へ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。手動による措置は、自動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。</p> <p>(iii) その他 (変更なし)</p> <p>(4) 資機材 (変更なし)</p> <p>(5) 作業と所要時間 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、燃料破損検出系の値が運転上の制限値に達した場合に、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(FP が検出器設置部まで輸送されるのに要する時間)約 10 分と運転員の操作時間(燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備）の値及び傾向の確認、原子炉停止の判断及び原子炉手動スクラム操作に要する時間)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及び運転員の操作時間ともに、十分な時間余裕を確保して設定している。</p> <p>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。</p> <p>(6) 措置の有効性評価</p>

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードA S F R E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。

- 1) 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。
- 2) 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。
- 3) 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。

- 4) 閉塞前の集合体流量は、8.57kg/s とする。

- 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、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 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。
- 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。
- 8) 閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ (209mm) の1/3 とする。
- 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、10,000W/m²K とする。
- 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低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 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。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 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。

b. 解析結果

(省略)

ii) 不確かさの影響評価

(省略)

(ii) 格納容器破損防止措置

(省略)

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードA S F R E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として、熱的制限値を仮定する。

- 1) 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。
- 2) 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。
- 3) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、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を熱的制限値に設定するため、核設計における値(約330W/cm、約1.7MW)を大幅に上回る 418W/cm 及び2.24MW とする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、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を熱的制限値に設定するため、 8.57kg/s とする。
- 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、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 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。
- 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。
- 8) 閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ (209mm) の1/3 とする。
- 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、10,000W/m²K とする。
- 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低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 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。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 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。

b. 解析結果

(変更なし)

ii) 不確かさの影響評価

(変更なし)

(ii) 格納容器破損防止措置

(変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

第 4. 3. 3. 15. 1 表 (省略)

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 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 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 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 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 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) 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

変更後

第 4. 3. 3. 15. 1 表 (変更なし)

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 ② 2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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 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 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 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) 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. 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

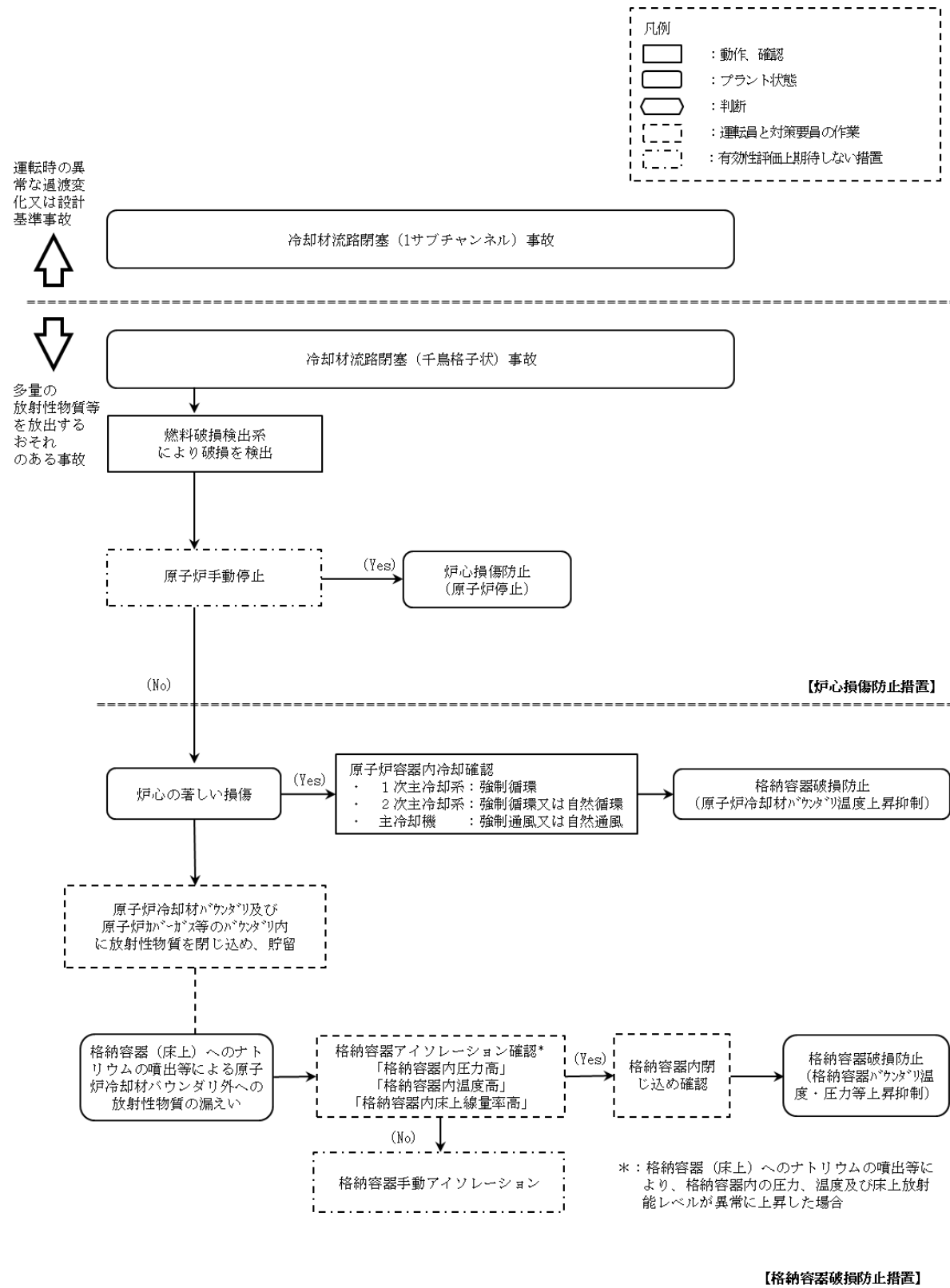
第4. 3. 3. 15. 4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目		経過時間(分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	90	120	180	240					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容														
	当直長	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
状況判断	運転員A	1	・運転操作指揮													
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2	・原子炉容器内冷却確認													・原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉手動停止失敗と判断する。
	運転員D	1	・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留													・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A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション													・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、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。 ・「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。 ・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。 ・ <u>隔離に失敗している場合は手動で隔離する。</u>

必要な要員と作業項目		経過時間(分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	90	120	180	240					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容														
	当直長	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
状況判断	運転員A	1	・運転操作指揮													・原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉手動停止失敗と判断する。 ・ <u>上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。</u>
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2	・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。 ・ <u>上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。</u>
自主対策	運転員D	1	・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留													・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・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、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。 ・ <u>上記の操作は、必要の際に、中央制御室で1名により10分以内を実施する。</u>
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション													・「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。 ・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。 ・ <u>自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。</u> ・ <u>上記の確認及び操作は、必要の際に、中央制御室で2名により5分以内を実施し、その後、監視を継続する。</u>

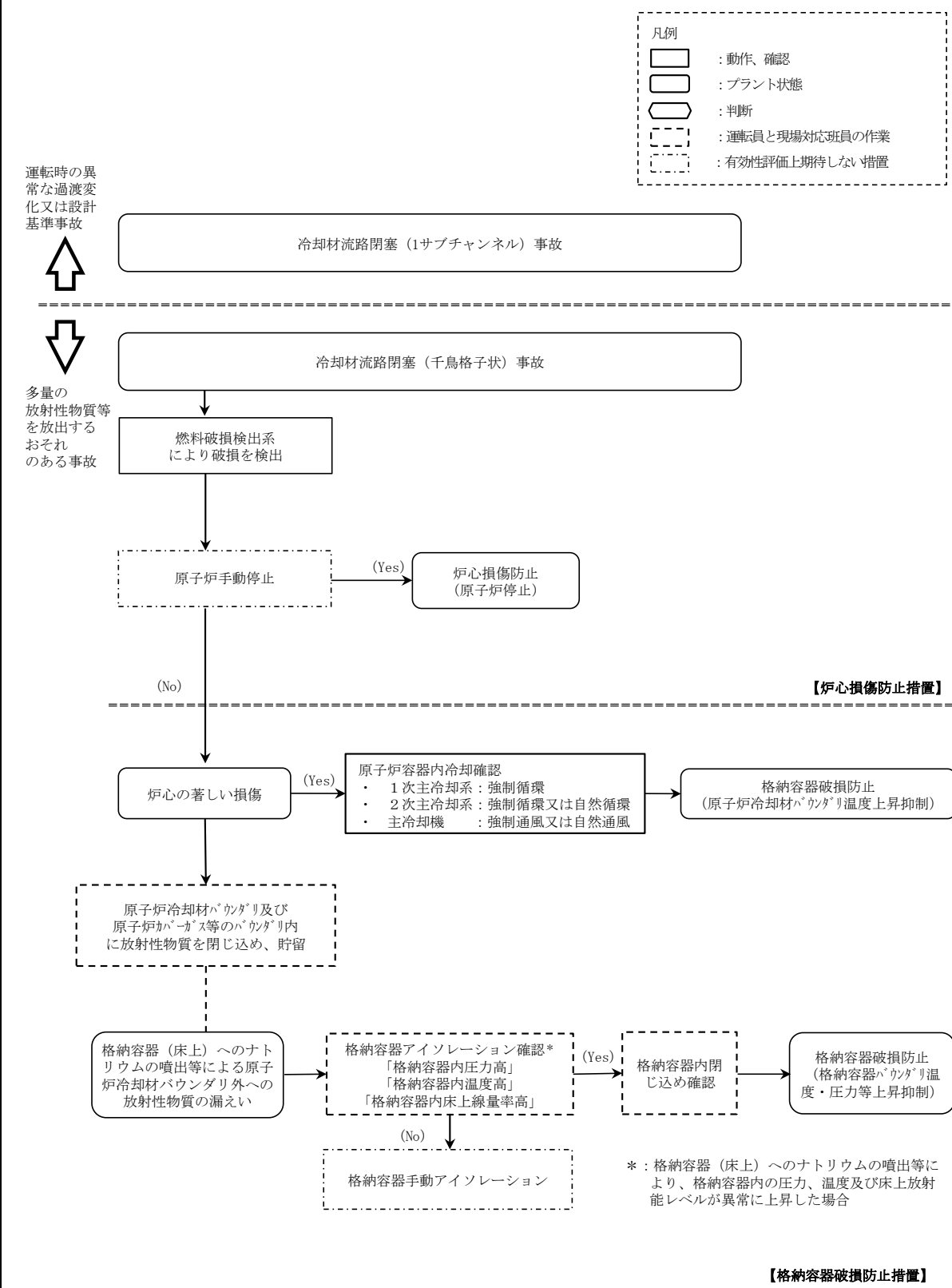
変更前 (2023. 2. 22 付補正)

変更後



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

第 4. 3. 3. 15. 2 図 (省略)



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

第 4. 3. 3. 15. 2 図 (変更なし)

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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。</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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。</p> <p>b. 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>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。</p> <p>d. 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。</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、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。</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。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。</p> <p>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。</p> <p>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。</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。</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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。</p> <p>b. 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>c. 水冷却池の水位の監視は、現場対応班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、現場対応班員が液面検出器により水位を確認できるものとする。</p> <p>d. 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、現場対応班員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。</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、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。</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。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。</p> <p>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、現場対応班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。</p> <p>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。</p> <p>(5) 措置の有効性評価</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>a. 有効性を評価するための評価項目 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。</p> <p>① 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。</p> <p>② 使用済燃料頂部が冠水していること。</p> <p>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 μ Sv/h 以下となる水位として定めたものである。</p> <p>b. 有効性評価</p> <p>①解析条件</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m³ とする。</p> <p>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℃ とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 <p>7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>②解析結果</p> <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 4.4.1.1 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</p>	<p>a. 有効性を評価するための評価項目 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。</p> <p>① 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。</p> <p>② 使用済燃料頂部が冠水していること。</p> <p>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 μ Sv/h 以下となる水位として定めたものである。</p> <p>b. 有効性評価</p> <p>①解析条件</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m³ とする。</p> <p>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℃ とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 <p>7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>②解析結果</p> <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 4.4.1.1 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</p>

変更前 (2023. 2. 22 付補正)

期間は2日間である。

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、給水開始後に水位が過度に低下することなく、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

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
	当直長	・ 運転操作指揮	[経過時間表示]								
状況判断	運転員A	1 ・ 事故発生の判断	[経過時間表示]								・ 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	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	[経過時間表示]								・ 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4.4.1.1図 (省略)

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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 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。
- 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。

変更後

期間は2日間である。

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、給水開始後に水位が過度に低下することなく、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

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
	当直長	・ 運転操作指揮	[経過時間表示]								
状況判断	運転員A	1 ・ 事故発生の判断	[経過時間表示]								・ 全交流動力電源喪失により判断する。
	現場対応班員A	1 ・ 水冷却池の点検と監視	点検	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。
使用済燃料損傷防止措置	現場対応班員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	[経過時間表示]								・ 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4.4.1.1図 (変更なし)

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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 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。
- c. 水冷却池の水位の監視は、**現場対応班員**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、**現場対応班員**が液面検出器により水位を確認できるものとする。

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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ォンブレイカーを設ける。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>e. 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。</p> <p>(3) 資機材</p> <p>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、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。</p> <p>(4) 作業と所要時間</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(5) 措置の有効性評価</p> <p>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、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。</p> <p>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に包絡される。</p>	<p>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ォンブレイカーを設ける。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>e. 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、現場対応班員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。</p> <p>(3) 資機材</p> <p>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、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。</p> <p>(4) 作業と所要時間</p> <p>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。</p> <p>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、現場対応班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。</p> <p>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。</p> <p>(5) 措置の有効性評価</p> <p>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、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。</p> <p>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に包絡される。</p>

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

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
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								・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 ・水冷却池の点検と監視	点検	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 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	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								・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。

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) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								・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。
	現場対応班員A	1 ・水冷却池の点検と監視	点検	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 損傷防止措置	現場対応班員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	[Bar chart showing 10 minutes of activity]								・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。

*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 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<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 ～ 4.5.2 (省略)</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 (省略)</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的な考え方</p> <p>4.5.3.2.1 対策の基本的な考え方 (省略)</p> <p>4.5.3.2.2 対策に係る戦略の概要</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.5.3.2.3 消火活動の概要 (省略)</p> <p>4.5.3.3 ～4.5.3.5 (省略)</p> <p>第4.5.1表 ～ 第4.5.2表 (省略)</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 ～ 4.5.2 (変更なし)</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 (変更なし)</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的な考え方</p> <p>4.5.3.2.1 対策の基本的な考え方 (変更なし)</p> <p>4.5.3.2.2 対策に係る戦略の概要</p> <p>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。</p> <p>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、現場対応班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。</p> <p>4.5.3.2.3 消火活動の概要 (変更なし)</p> <p>4.5.3.3 ～4.5.3.5 (変更なし)</p> <p>第4.5.1表 ～ 第4.5.2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4回）の方針

【添付書類 10（追補）】

変更前 (2023. 2. 22 付補正)	変更後
<p>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）破損の重畳事故の炉内事象過程の計算について</p> <p>1. 概要 ～ 3. 格納容器破損防止措置の有効性評価 （省略）</p> <p>4. 炉内事象過程の解析</p> <p>4.1 解析条件 （省略）</p> <p>4.2 原子炉容器内冷却材液位の計算</p> <p>4.2.1 ～ 4.2.5 （省略）</p> <p>4.2.6 冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量 冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量H_{vp}は次式で求める。</p> $H_{vp} = Q_{vp}h_{vp} \quad \text{式(6)}$ <p>ここで、 h_{vp} : ナトリウムの蒸発潜熱 [J/kg]</p> <p>第1表 変数の定義 表（省略）</p>	<p>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）破損の重畳事故の炉内事象過程の計算について</p> <p>1. 概要 ～ 3. 格納容器破損防止措置の有効性評価 （変更なし）</p> <p>4. 炉内事象過程の解析</p> <p>4.1 解析条件 （変更なし）</p> <p>4.2 原子炉容器内冷却材液位の計算</p> <p>4.2.1 ～ 4.2.5 （変更なし）</p> <p>4.2.6 冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量 冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量H_{vp}は次式で求める。</p> $H_{vp} = Q_{vp}h_{vp} \quad \text{式(6)}$ <p>ここで、 h_{vp} : ナトリウムの蒸発潜熱 [J/kg]</p> <p>第1表 変数の定義 表（変更なし）</p>