

令 05 原機 (速実) 001

令和 5 年 4 月 19 日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川 7 6 5 番地 1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 小口 正範

(公印省略)

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について

平成 29 年 3 月 30 日付け 28 原機 (安) 027 (平成 30 年 10 月 26 日付け 30 原機 (安) 013、令和 3 年 12 月 2 日付け令 03 原機 (安) 008 及び令和 5 年 2 月 22 日付け令 04 原機 (速実) 013 で一部補正) をもって申請した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター (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を下記のとおり一部補正いたします。

記

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をそれぞれ別紙一及び別紙二のとおり補正する。

別紙一

本文の補正について

本文を以下のとおり補正する。

「別紙2 変更の内容」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	(別添1)	添付 本-1 のとおり変更する。

「申請書添付参考図面」

ページ	行	補正前	補正後
1	下1	<p>(18) 第 16 図 原子炉格納施設等換気系統図 (参考用) を添付 10 のとおりに変更する。</p>	<p>(18) 第 16 図 原子炉格納施設等換気系統図 (参考用) を添付 10 のとおりに変更する。</p> <p><u>(19) 第 21.1 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用) において、</u> <u>「スペーサワイヤ」を</u> <u>「ワイヤスペーサ」に変更する。</u></p> <p><u>(20) 第 21.2 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用) において、</u> <u>「スペーサワイヤ」を</u> <u>「ワイヤスペーサ」に変更する。</u></p>
		<p>(19) 第 21.3 図 B型照射燃料集合体—高線出力試験用 (参考用) を削除する。</p>	<p>(21) 第 21.3 図 B型照射燃料集合体—高線出力試験用 (参考用) を削除する。</p>
		<p>(20) 第 21.4 図 B型照射燃料集合体—FFDL試験用 (参考用) を削除する。</p>	<p>(22) 第 21.4 図 B型照射燃料集合体—FFDL試験用 (参考用) を削除する。</p>
		<p>(21) 第 21.5 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用) において、 「第 21.5 図」を 「第 21.3 図」に変更する。</p>	<p>(23) 第 21.5 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用) において、 「第 21.5 図」を 「第 21.3 図」に変更し、</p>

ページ	行	補正前	補正後
		<p>(22) 第 21.6 図 B 型照射燃料集合体－基礎試験用（参考用）において、</p> <p>「第 21.6 図」を 「第 21.4 図」に変更する。</p>	<p><u>「スペーサワイヤ」を</u> <u>「ワイヤスペーサ」に変更する。</u></p> <p>(24) 第 21.6 図 B 型照射燃料集合体－基礎試験用（参考用）において、</p> <p>「第 21.6 図」を 「第 21.4 図」に変更し、 <u>「スペーサワイヤ」を</u> <u>「ワイヤスペーサ」に変更する。</u></p>

別添1

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

イ. 試験研究用等原子炉施設の位置

(1) 敷地の面積及び形状

原子炉施設を設置する大洗研究所（南地区）の敷地は、茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地（標高：約 38m）に位置する。敷地の面積は、約 160 万 m² であり、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）（以下「大洗研究所（北地区）」という。）と共用している。原子炉施設は、算定された地震力（原子炉施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力を含む。）が作用した場合においても、十分な支持力を有し、かつ、将来活動する可能性のある断層等の露頭がなく、地震発生に伴う地殻変動によって生じる可能性のある支持地盤の傾斜及び撓みや地震発生に伴う周辺地盤の変状（基準地震動による地震力によって生じるおそれがある斜面の崩壊を含む。）により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

(2) 敷地内における主要な試験研究用等原子炉施設の位置

原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究所（南地区）敷地内には、原子炉の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約 620m の位置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所（北地区）の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向約 900m の位置に南門がある。

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(1) 耐震構造

原子炉施設は、以下の基本方針に基づき、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合するように設計する。

- (i) 原子炉施設は、地震により発生するおそれがある原子炉施設の安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類する。なお、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全機能を有するもの（以下「安全施設」という。）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。）

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

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

- (ii) Sクラスの施設は、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。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十分耐えることができるように設計する。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。基準地震動による地震力及び弾性設計用地震動による地震力（以下「動的地震力」という。）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。
- (iii) Bクラスの施設は、静的地震力に十分耐えることができるように設計する。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。
- (iv) Cクラスの施設は、静的地震力に十分耐えることができるように設計する。
- (v) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。
- (vi) 基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。応答スペクトルを第1図から第3図に、時刻歴波形を第4図から第10図に示す。弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として0.5を下回らないように、「発電用原子炉施設に関する

る耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から、基準地震動に 0.5 を乗じて設定する。

(2) 耐津波構造

原子炉施設は、丘陵地帯の台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮しない。

(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。

- a. 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。また、重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

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。

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。

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。

(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。

(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、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。

(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。

(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空調換気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。

(a-5) 積雪

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。

(a-6) 落雷

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。

(a-7) 地滑り

大洗研究所（南地区）の敷地には、設置変更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。

(a-8) 生物学的事象

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。

(a-9) 火山の影響

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/cm^3 の降下火砕物に対し、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、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。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。

- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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

- ・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）の設置場所の空調換気設備は、降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、降下火砕物の除去や空調換気設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は空調換気設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とすること

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。

(a-10) 竜巻の影響

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。なお、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。

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。

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。

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。

(a-11) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）

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。なお、敷地内において、公設消防、自衛消防隊又は常駐消防班による消火活動を必要とする火災が発生した場合には、必要に応じて原子炉を停止する。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の確認された場合には、原子炉を停止する。

想定される森林火災の延焼防止を目的として、原子炉施設周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に求めた最大火線強度（1,063kW/m）から算出される防火帯（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）を敷地内に設ける。

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。

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。

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。

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。

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。

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、空調換気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。

- 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。

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。

(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。

(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。

(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。

(b-4) 有毒ガス

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。

(b-5) 船舶の衝突

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。

(b-6) 電磁的障害

安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。

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。

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。

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。

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。

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。

d. 原子炉施設は、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼（以下「ナトリウム燃焼」という。）を含む。

以下同じ。)が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。

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。

原子炉施設は、設計基準において想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。

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。

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。

(d-1) 火災防護対象機器

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「火災防護対象機器等」という。)として選定する。

- ・ 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(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
- ・ 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
- ・ 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

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つの観点を検討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つの観定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。

- 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を喪失しない。
- 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、火災防護対象機器が有する安全機能を喪失しない。

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。

(d-2) 火災区域及び火災区画の設定

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。

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。

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。

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。

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。

(d-3) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策

(d-3-1) ナトリウム漏えいの発生防止

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。

- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 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。

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。

(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。

(d-3-2-1) 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設計とする。

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る設計とする。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、非常用電源設備より電源を供給する設計とする。

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、機能、性能が維持できる設計とする。

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。

(d-3-2-2) ナトリウム燃焼の感知

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。

(d-3-2-3) 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適切に設置する。

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。

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、機能、性能が維持できる設計とする。

(d-3-3) ナトリウム燃焼の影響軽減

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。

- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 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濃度以下に抑制できる設計とする。
- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 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。

(d-3-4) ナトリウム燃焼の影響評価

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。

(d-4) 一般火災に対する火災防護対策

(d-4-1) 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。

(d-4-1-1) 発火性又は引火性物質への対策

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。

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。

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。

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。

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。

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。

(d-4-1-2) 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設計とする。

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。

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。

(d-4-1-3) 発火源への対策

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。

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。

(d-4-1-4) 水素漏えいへの対策

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、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。

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。

(d-4-1-5) 過電流による過熱防止対策

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。

(d-4-1-6) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

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。

(d-4-1-6-1) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用

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。

(d-4-1-6-2) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

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。

(d-4-1-6-3) 難燃ケーブルの使用

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。

- ・ 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
- ・ 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

(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

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。

(d-4-1-6-5) 保温材に対する不燃性材料の使用

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。

(d-4-1-6-6) 建物内装材に対する不燃性材料の使用

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、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。

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。

(d-4-1-7) 自然現象による火災の発生防止対策

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。

(d-4-2) 一般火災の感知及び消火

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。

(d-4-2-1) 一般火災の感知

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。

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。

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。

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。

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。

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。

火災感知設備は、想定される自然現象によっても、機能、性能が維持できる設計とする。

(d-4-2-2) 一般火災の消火

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 A B C 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。

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。

原子炉施設で保有する A B C 消火剤は、十分な量を備える設計とする。

可搬式消火器は、想定される自然現象によっても、機能、性能が維持できる設計とする。

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。

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。

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。

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、機能、性能が維持できる設計とする。

(d-4-3) 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、以下の一般火災の影響軽減対策を講じる設計とする。

(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。

(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。

(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。

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、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。

(d-4-3-3-1) 中央制御室における火災の影響軽減

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。

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。

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。

(d-4-3-3-2) ケーブル室における火災の影響軽減

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。

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設計とする。

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。

(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。

(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。

(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。

(d-4-4) 一般火災の影響評価

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畳を含む。)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。

- 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。

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。

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。

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。

- ・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
- ・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
- ・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

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が有する安全機能、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。

- ・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。
- ・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。

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ることが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。

- ・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

- ・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
- ・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

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。

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。

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。

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。

- f. 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。

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。

- 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

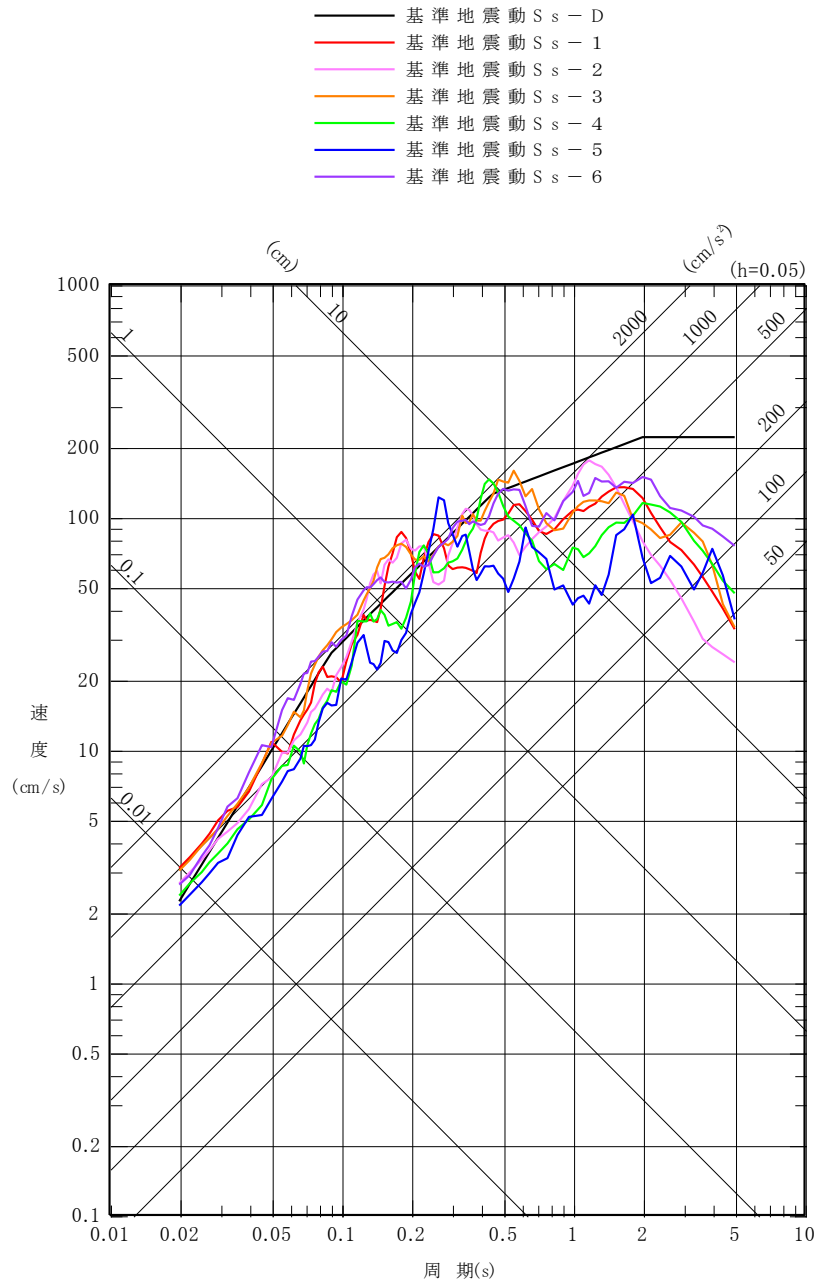
用の照明、及び設計基準事故が発生し、事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明（電源を含む。）を設ける。充電式の可搬型照明の充電は、一般電源系又は非常用ディーゼル電源系により行う。

- 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つては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。
- 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、材料の疲労や劣化等を考慮しても、十分な余裕をもって、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。
- j. 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。
- k. 原子炉施設は、通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について（平成元年原子力安全委員会了承）」を参考に、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下となるように設計及び管理する。
- 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つ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つ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。

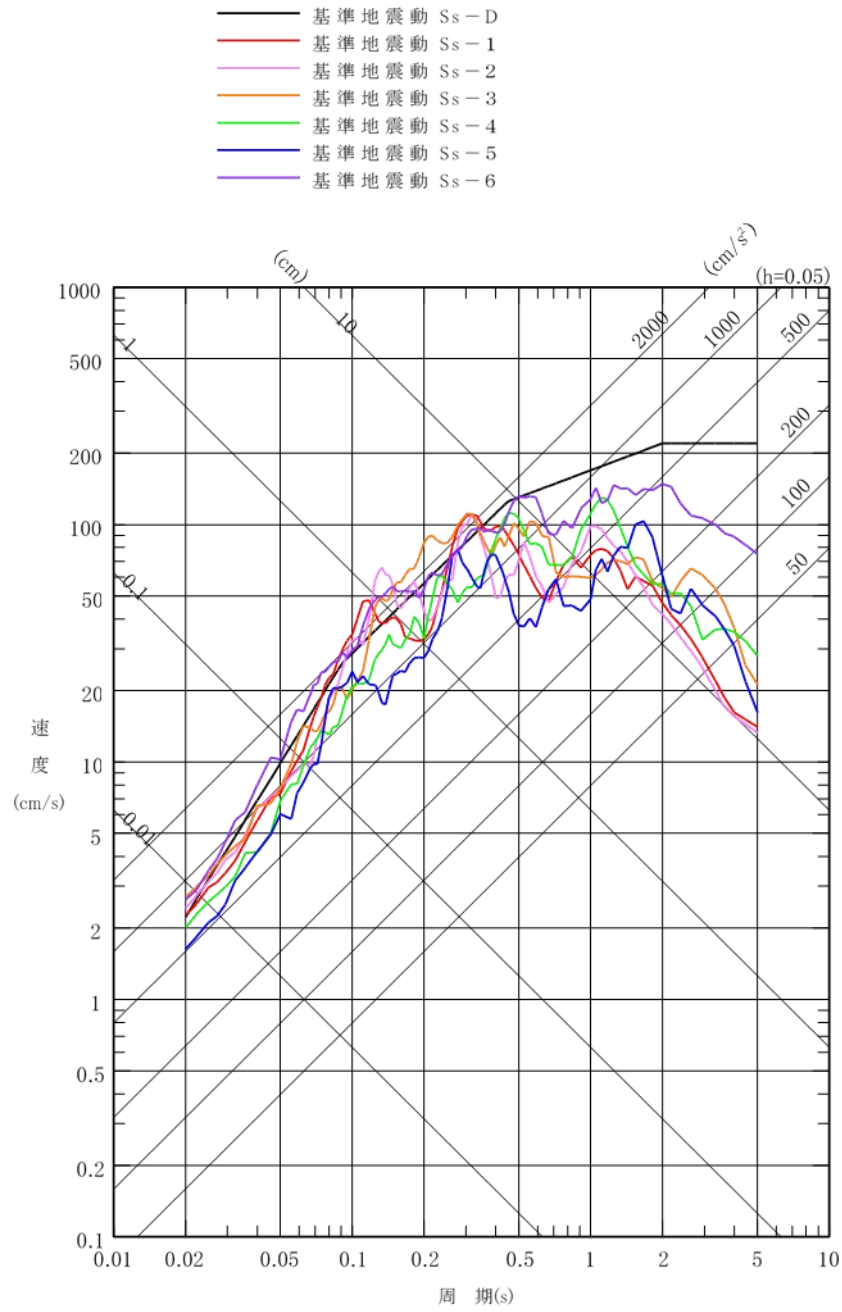
また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用で

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。

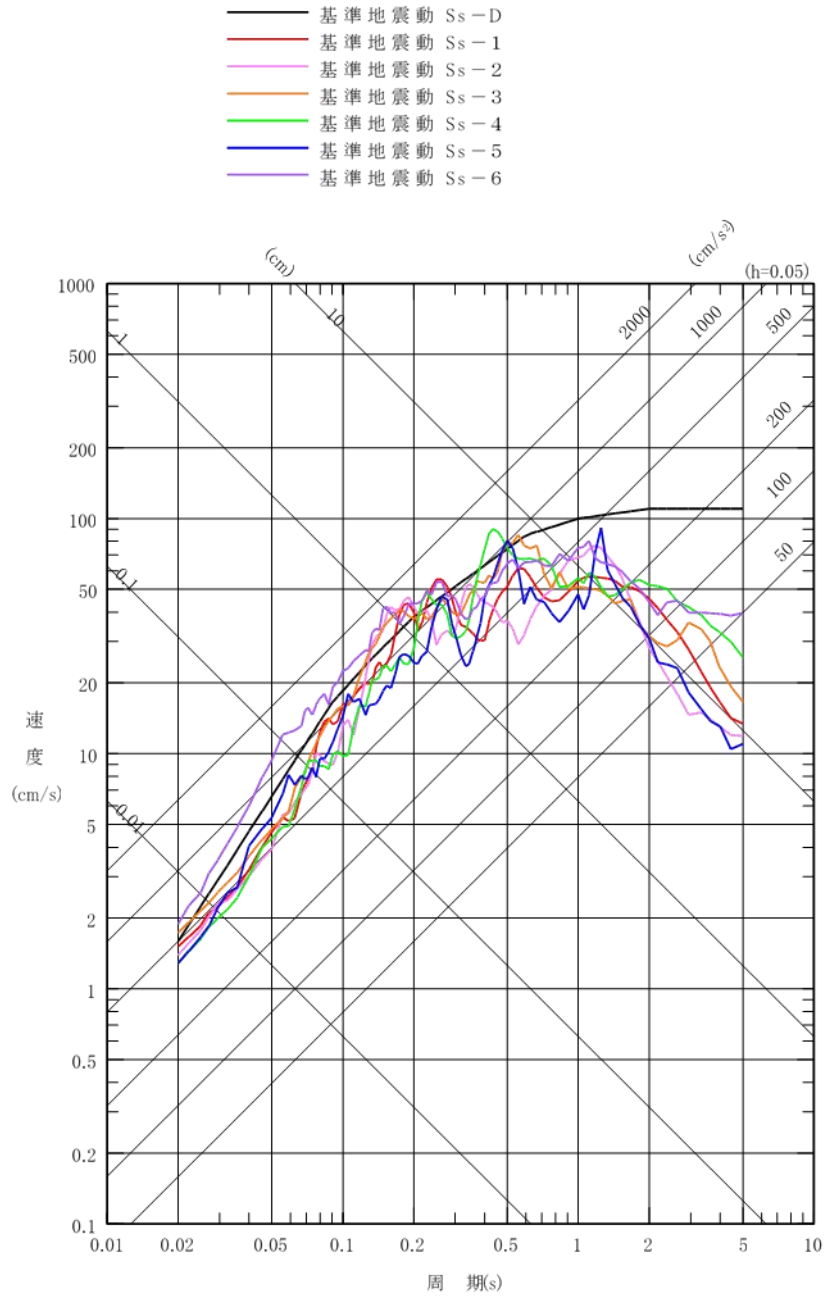
- m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。



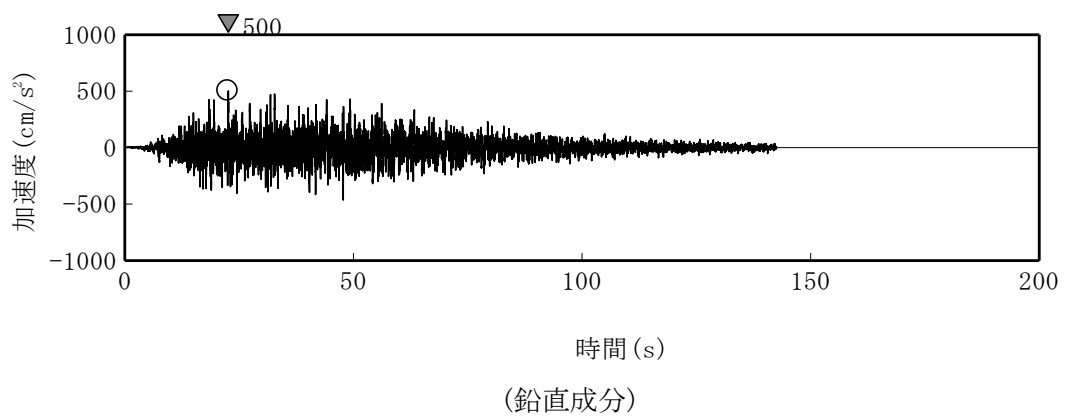
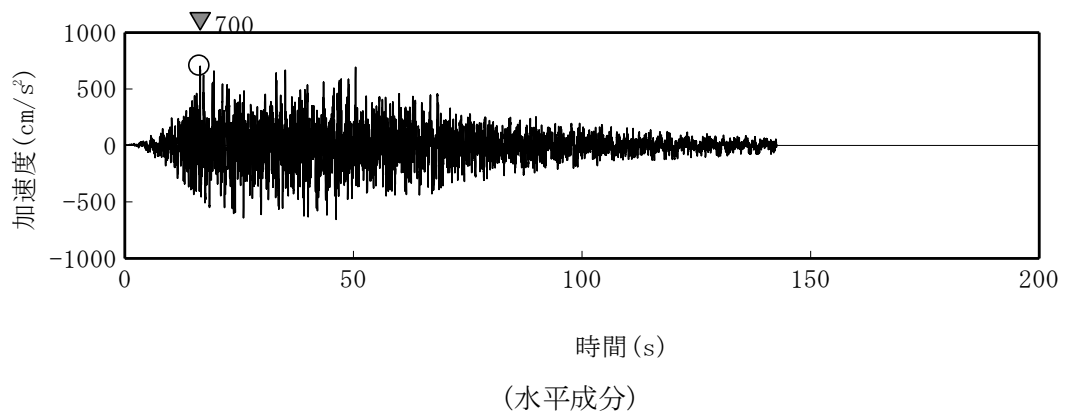
第1図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(NS成分)



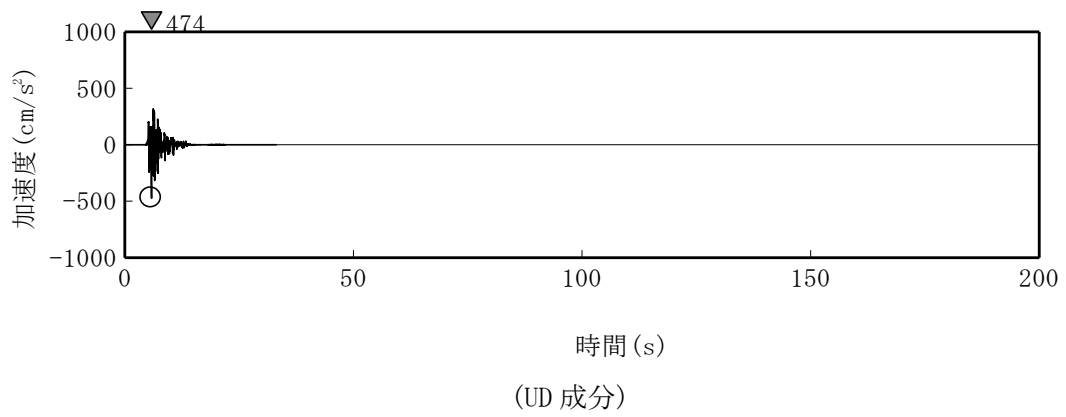
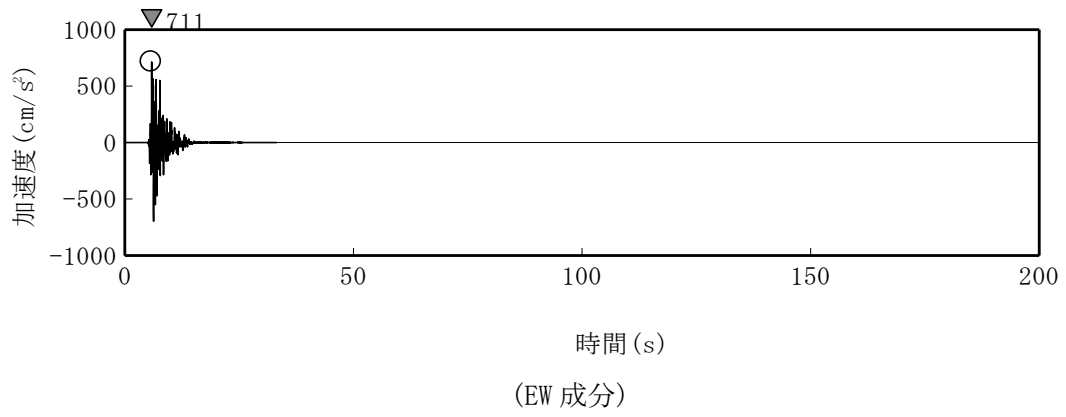
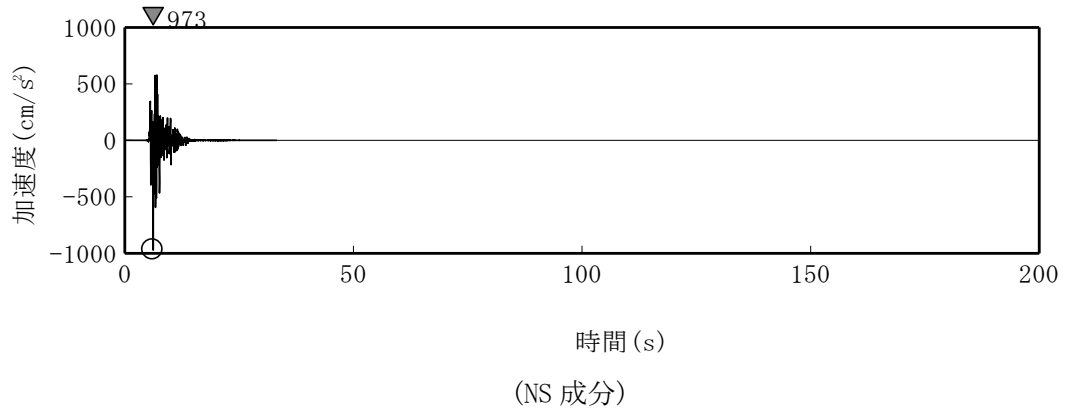
第2図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(EW 成分)



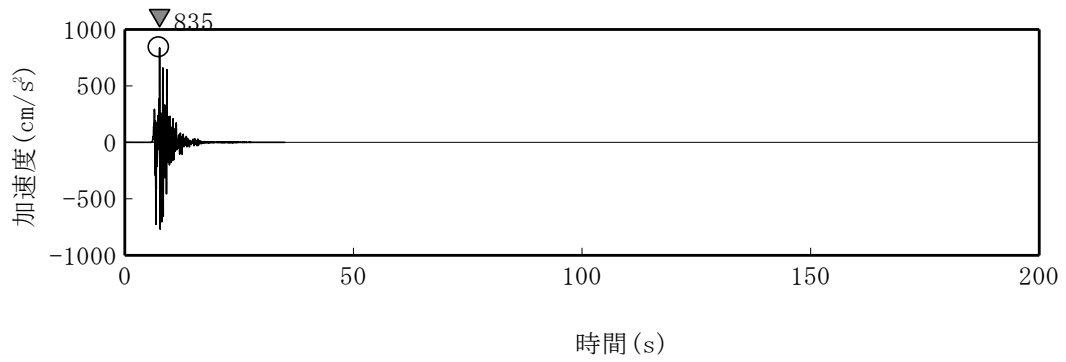
第3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(UD成分)



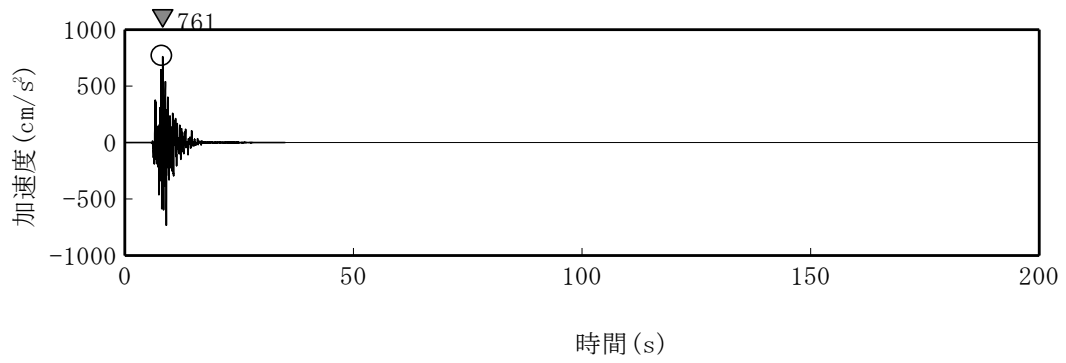
第4図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形



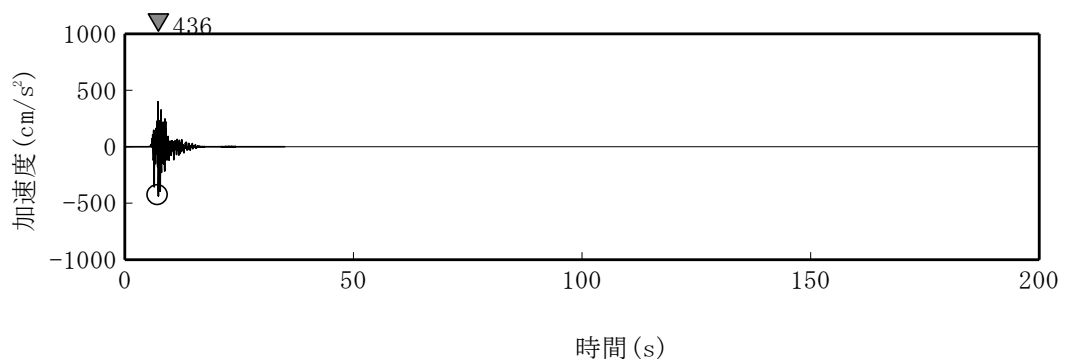
第 5 図 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形



(NS 成分)

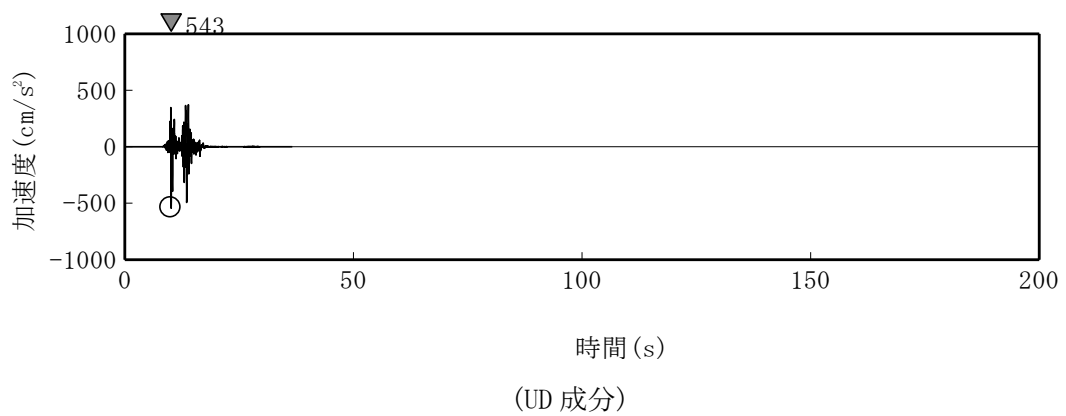
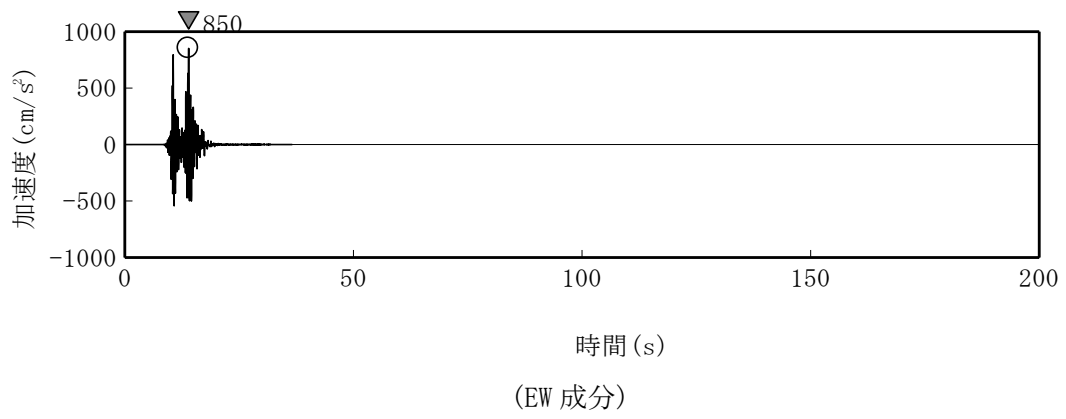
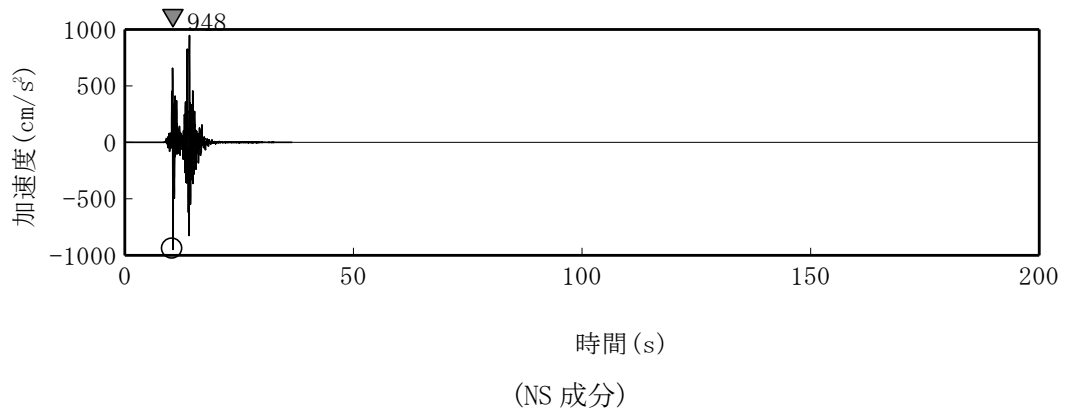


(EW 成分)

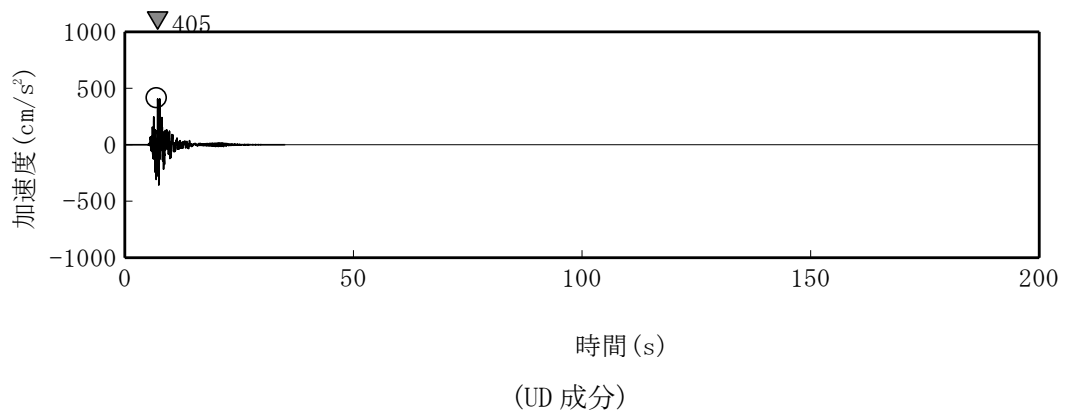
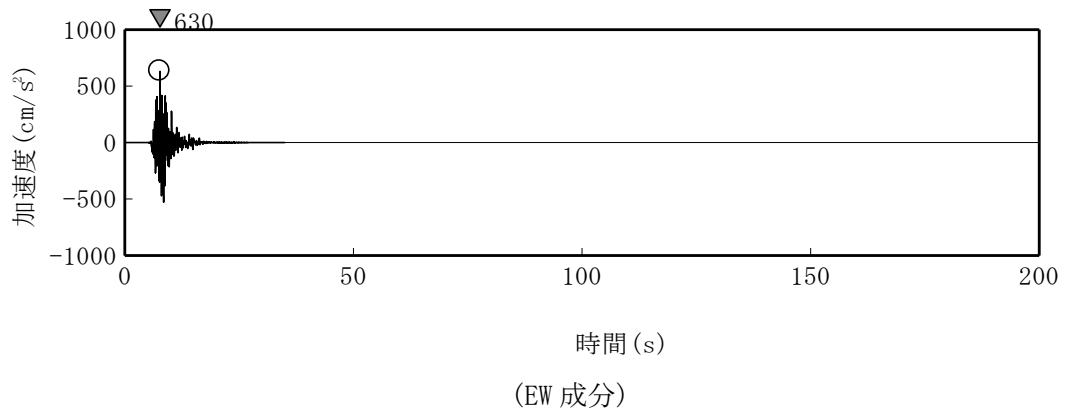
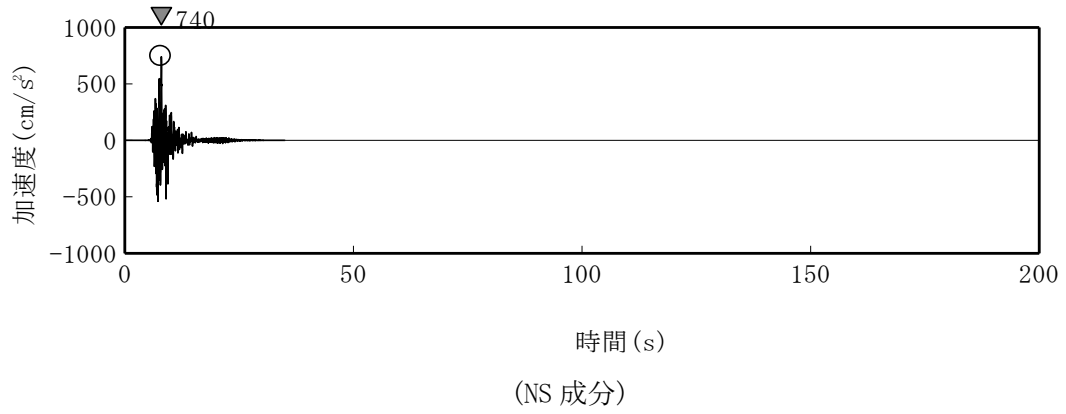


(UD 成分)

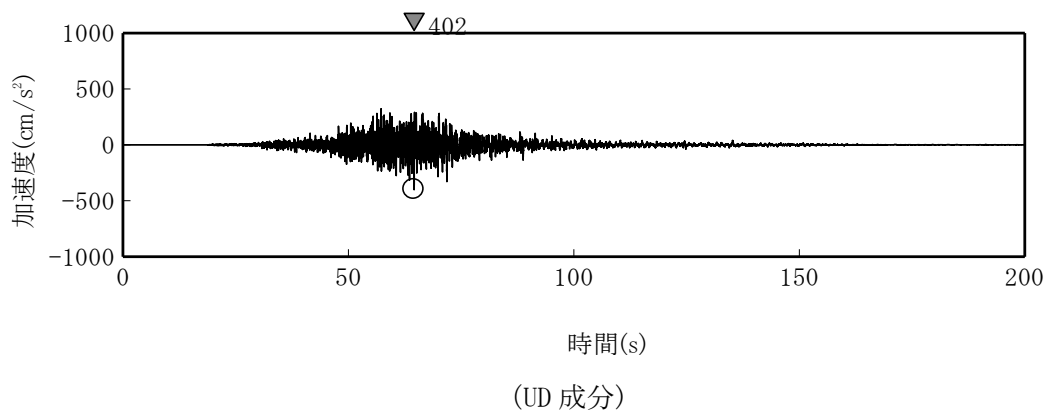
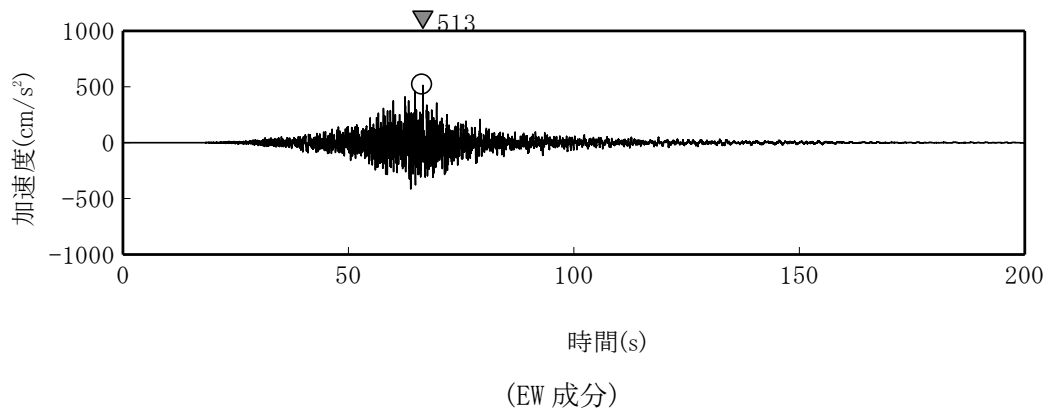
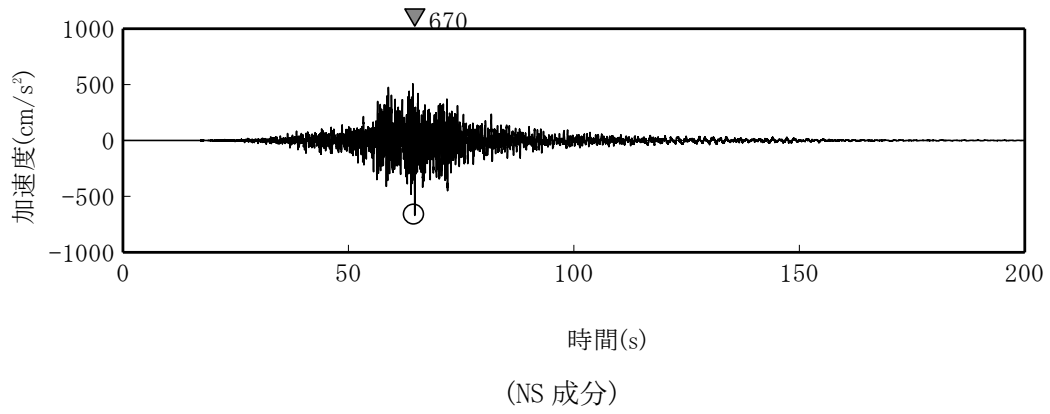
第 6 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



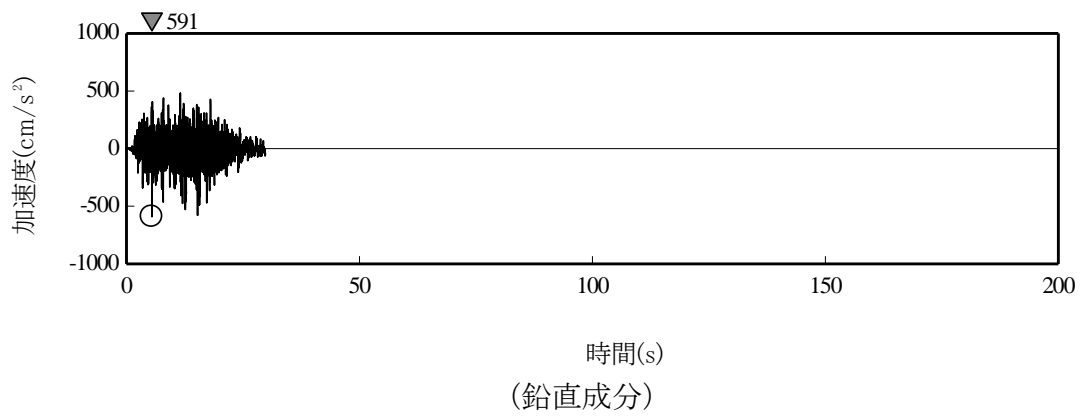
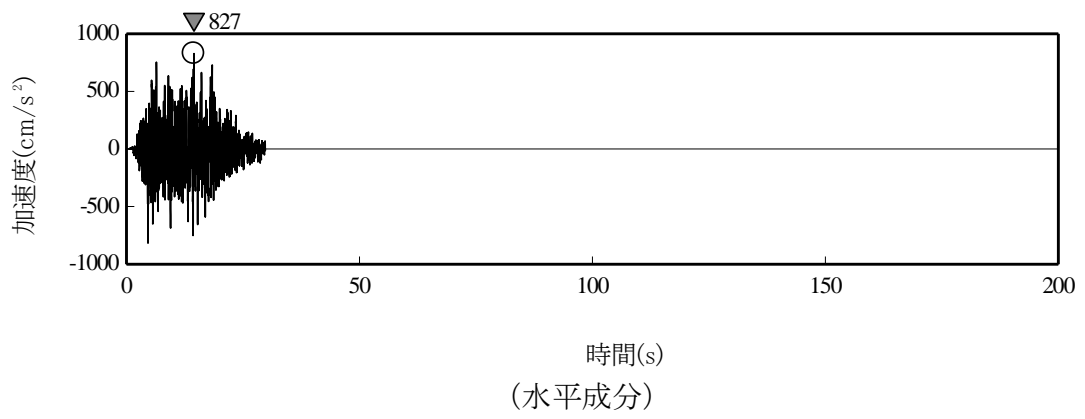
第 7 図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形



第 8 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



第 9 図 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形



第 1 0 図 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形

ハ. 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体（試験用燃料体を含む。）、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

(1) 試験研究用等原子炉の炉心

炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。

(i) 構造

炉心は、六角形の燃料体（以下「燃料集合体」という。）及び反射材等を蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成する。炉心は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するように設計する。また、燃料集合体及び反射材並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm

炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm

軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm

下部 約 38cm

半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm

半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm

(ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量

a. 最高燃焼度

(a) 炉心燃料集合体

燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料要素最高燃焼度」という。）は、90,000MWd/tとする。

(b) 照射燃料集合体

燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素 130,000MWd/t

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素

A型照射燃料集合体装填時 150,000MWd/t

B型照射燃料集合体装填時 200,000MWd/t

D型照射燃料集合体装填時 200,000MWd/t

先行試験用要素 200,000MWd/t

基礎試験用要素 200,000MWd/t

A型用炉心燃料要素 90,000MWd/t

b. 最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、試験用燃料体（以下「照射燃料集合体」という。）は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第1表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料集合体の最大個数 79 体

照射燃料集合体の最大個数 4 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg

^{235}U 約 100kg

熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）

天然ウラン 約 1kg

劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。

なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合には、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

(iii) 主要な核的制限値

最大過剰反応度 0.035 $\Delta k/k$ 以下

(iv) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えることがないように、炉心燃料集合体、照射燃料集合体及び照射用実験装置（本体設備）について、定格出力時の熱的制限値を設ける。

a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、定格出力時にそれぞれ第2表の熱的制限値を満たす設計とする。

b. 照射燃料集合体

照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部が熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、定格出力（先行試験に使用するB型照射燃料集合体においては、定格出

力を上回らない目標出力を含む。)時に第2表の熱的制限値を満たす設計とする。ただし、試験用要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時に第2表の熱的制限値を満たす設計とする。

c. 照射用実験装置

照射用実験装置(本体設備)は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射物が熔融温度に達することなく、照射試料キャプセルが機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、定格出力時に第2表の熱的制限値を満たす設計とする。

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荷する場合にあっては、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	4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	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	4体	
試験用要素装填時	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型用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2表 主要な熱的制限値

項目		燃料最高温度				被覆管最高温度 (肉厚中心) * 1				燃料最大 熔融割合
炉心燃料集合体		2,350℃				620℃				—
照射燃料集合体	装填燃料要素	A型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料 集合体装填時	C型照射燃料 集合体装填時	D型照射燃料 集合体装填時	A型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料 集合体装填時	C型照射燃料 集合体装填時	D型照射燃料 集合体装填時	B型照射燃料集 合体装填時のみ
	III型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
	IV型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	610℃	同左	同左	同左	—
	III型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃ [890℃]	700℃ [890℃]	—	700℃ [890℃]	—
	IV型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	660℃ [810℃]	610℃ [810℃]	—	610℃ [810℃]	—
	先行試験用要素	—	熔融温度以下* 2	—	—	—	750℃	—	—	20%* 3
	基礎試験用要素	—	熔融温度以下	—	—	—	750℃	—	—	—
	A型用炉心燃料要素	2,350℃	—	—	—	620℃	—	—	—	—
	限界照射試験用補助要素	—	2,540℃ (2,680℃)	—	2,540℃ (2,680℃)	—	700℃ (890℃)	—	700℃ (890℃)	—
	内壁構造容器	—	—	—	—	—	675℃	—	—	—
密封構造容器	—	—	—	—	—	675℃	—	—	—	
照射用実験装置		熔融温度 (熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度) 以下* 4				750℃* 5 (外側容器 : 675℃)				—

※ []の値は、被覆管開孔時のみに適用する。〈 〉の値は、限界照射試験用要素の被覆管の開孔時のみに適用する。

* 1 : 内壁構造容器及び密封構造容器にあつては、内壁構造容器または密封構造容器の最高温度。

* 2 : 酸化燃料を除く。

* 3 : 酸化燃料の場合。

* 4 : 照射物最高温度。

* 5 : 照射試料キャプセル最高温度。

(2) 燃料体

燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。

炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体の2種類から構成する。炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。

照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速炉用燃料の設計精度の向上のための試験に使用するものであり、構造がそれぞれ異なるA型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように、さらに、放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講じることができるように設計する。

(i) 燃料材の種類

炉心燃料集合体の燃料ペレット部及び熱遮へいペレット部、照射燃料集合体の燃料部及び熱遮へい部の燃料材の種類は第3表のとおりである。

(ii) 被覆材の種類

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の被覆材（被覆管）の種類（材料）は第3表のとおりである。

(iii) 燃料要素の構造

a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の2種類から構成する。炉心燃料要素は、円筒形のステンレス鋼の被覆管にプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット等を挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。

燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約94%理論密度になるよう焼結したものとする。上部反射体ペレットの上部にガスペナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。

主要仕様は第3表のとおりである。

b. 照射燃料集合体

照射燃料集合体の燃料要素は、Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素、先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（A型照射燃料集合体に装填するA型用炉心燃料要素（内側）及びA型用炉心燃料要素（外側）の2種類とする。）及び限界照射試験用補助要素の9種類から構成する。

これらの燃料要素は、円筒形のステンレス鋼の被覆管に燃料部及び熱遮へい部等を挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。

(iv) 燃料集合体の構造

a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するワイヤスペーサを巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラップ管に納められる。この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。主要仕様は第4表のとおりである。

b. 照射燃料集合体

照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。

コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（ α 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。）であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより α 型、 β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。照射燃料集合体の構造を以下に示す。また、主要仕様を第4表に示す。

(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、ワイヤスペーサを巻いた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。

(b) B型照射燃料集合体

B型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント6本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

先行試験用 γ 型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

基礎試験用 γ 型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

(c) C型照射燃料集合体

C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。

(d) D型照射燃料集合体

D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント 6 本、 δ 型コンパートメント 18 本、又は、これら 2 種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

第3表 燃料要素の主要仕様 (1/3)

項目	燃料材					被覆管			燃料要素 有効長さ	
	燃料ペレット部					熱遮へい ペレット部 種類	材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)	燃料 ペレット部
	種類	プルトニウム 含有率* ¹	核分裂性プルト ニウム富化度* ²	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度					
集合体										
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン 混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%	ウラン酸化物* ³ 焼結ペレット	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5	約0.35	約50cm
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上	同上	同上	同上	同上	同上

第3表 燃料要素の主要仕様 (2/3)

項目	燃料材						被覆管			燃料要素有効長さ
	燃料部					熱遮へい部	材料	外径(mm)	肉厚(mm)	燃料部
	種類	プルトニウム含有率* ¹	核分裂性プルトニウム富化度* ²	プルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度	種類				
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	ウラン酸化物* ³ 焼結ペレット	オーステナイト系ステンレス鋼	6.4~8.5	0.4~0.7	50cm以下* ⁵
IV型特殊燃料要素	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下	同上	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	6.5~7.5	0.56~0.76	同上
III型限界照射試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下	同上	オーステナイト系ステンレス鋼	6.4~7.5	0.4~0.6	同上
IV型限界照射試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下	同上	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	6.5~7.5	0.56~0.76	同上
先行試験用要素	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	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下	ウランの* ⁴ * ⁶ 酸化物、炭化物、窒化物または金属	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)	5.4~8.5	0.3~0.8	同上
基礎試験用要素	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	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	ウラン酸化物* ⁴ 焼結ペレット、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	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	同上

第3表 燃料要素の主要仕様 (3/3)

項目	燃料材						被覆管			燃料要素有効長さ
	種類	燃料部				熱遮へい部	材料	外径(mm)	肉厚(mm)	燃料部
		プルトニウム含有率*1	核分裂性プルトニウム富化度*2	プルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度	種類				
照射燃料集合体										
A型用炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%	ウラン酸化物*3焼結ペレット	オーステナイト系ステンレス鋼	約5.5	約0.35	50cm以下*5
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 同上	約21wt% 25wt%以下	同上 同上	同上 26wt%以下	同上 同上	同上 同上	同上 6.4~7.5	同上 0.4~0.6	同上 同上

* 1 : Pu/(Pu+²⁴¹Am+U)。

* 2 : (²³⁹Pu+²⁴¹Pu)/(Pu+²⁴¹Am+U)。

* 3 : 劣化ウラン。

* 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。

* 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。

* 6 : 燃料材の他、マイナーアクチニドや核分裂生成物を混入させる場合がある。ただし、マイナーアクチニ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4表 燃料集合体の主要仕様 (1/4)

項目	集合体 炉心燃料集合体
装填燃料要素個数	127本
燃料要素ピッチ	約6.5mm

第4表 燃料集合体の主要仕様 (2/4)

項目	集合体	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
		バンドル型	コンパートメント型			
コンパートメント 装填個数		(該当なし)	1本	6本	(該当なし)	6~18本
α型コンパートメント		(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
β型コンパートメント		(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
γ型コンパートメント		(該当なし)	(該当なし)	6本*1	(該当なし)	最大6本*1
δ型コンパートメント		(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大18本*1
装填燃料要素個数		最大115本	最大113本	最大30本	最大91本	最大30本
Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素		最大7本	最大5本	最大30本	最大91本	最大30本
Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素		(該当なし)	最大1本	最大6本	(該当なし)	最大6本
先行試験用要素		(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)	(該当なし)
基礎試験用要素		(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (内側及び外側)		最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素		(該当なし)	(該当なし)	最大18本	(該当なし)	最大18本
燃料要素ピッチ		6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素		(該当なし)	同上	同上	(該当なし)	同上
Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素		約6.5mm	約6.5mm	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素		(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
限界照射試験用補助要素		(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

項目	集合体	照射燃料集合体		
		コンパートメント		
		α型	β型	γ型
外管 個数 材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左	
内管 個数 材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左	
ピンタイロッド 個数 材料	1本又は3本 ステンレス鋼	(該当なし) (該当なし)	1本又は3本 ステンレス鋼	
シュラウド管 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	1本 ステンレス鋼	(該当なし) (該当なし)	
内壁構造容器または密封構造容器 個数 材料	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)	
装填燃料要素個数 Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素 Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 限界照射試験用補助要素	最大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) 最大1本 (該当なし) (該当なし) (該当なし)	最大5本 ^{*2} 最大5本 最大1本 ^{*3} (該当なし) (該当なし) 最大3本 ^{*3}	

第4表 燃料集合体の主要仕様 (4/4)

項目	集合体		照射燃料集合体	
			コンパートメント	
			γ型	
			先行試験用	基礎試験用
				δ型
外管 個数 材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左	同左 同左
内管 個数 材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左	同左 同左
シュラウド管 個数 材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左	同左 同左
内壁構造容器または密封構造容器 個数 材料	内壁構造容器1本*4 ステンレス鋼	密封構造容器1本*4 同左	(該当なし) (該当なし)	(該当なし) (該当なし)
装填燃料要素個数 Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素 Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 限界照射試験用補助要素	1本*2 (該当なし) (該当なし) 最大1本 (該当なし) (該当なし)	同左 (該当なし) (該当なし) (該当なし) 最大1本 (該当なし)	同左 最大1本 (該当なし) (該当なし) 最大1本 (該当なし)	同左 最大1本 (該当なし) (該当なし) (該当なし) (該当なし)

- *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合がある。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、又は、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 : 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。

(3) 減速材及び反射材の種類

(i) 減速材

なし

(ii) 反射材

反射材は、半径方向反射体領域を構成する内側反射体、外側反射体（A）、材料照射用反射体及び遮へい集合体、上部軸方向反射体領域を構成する上部反射体ペレット並びに下部軸方向反射体領域を構成する下部反射体ペレット及び下部反射体から構成する。上部反射体ペレット、下部反射体ペレット及び下部反射体は、炉心燃料集合体の構成部品としてその上部又は下部に配置する。また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷する。ただし、炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。遮へい集合体は、炉心燃料集合体を取り囲む反射体の外側に装荷する。

a. 内側反射体

外形 炉心燃料集合体に同じ

材料 ステンレス鋼

b. 外側反射体（A）

外形 炉心燃料集合体に同じ

材料 ステンレス鋼

c. 材料照射用反射体

外形 炉心燃料集合体に同じ

材料 ステンレス鋼及び照射用試験片（原子力材料）

d. 遮へい集合体

外形 炉心燃料集合体に同じ

材料 ステンレス鋼及び炭化ほう素

(4) 原子炉容器

(i) 構造

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する。原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。主要寸法等を以下に示す。

主要寸法

内径 約 3.6m

全高 約 10m

主要材料

ステンレス鋼

主要ノズル及びその取付位置

冷却材入口ノズル 下部 2 箇所

冷却材出口ノズル 胴上部 2 箇所

支持方法

上部フランジにて支持し、底部には同心円筒振止め構造のスカートを設けて支持する。

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

最高使用圧力 7.2kg/cm²[gage] (約 0.71MPa[gage])

最高使用温度 550℃

(5) 放射線遮蔽体の構造

(i) 構造

原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。主要寸法等を以下に示す。

a. 回転プラグ

直径 約 4.7m

厚さ 約 2.5m

主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト

b. 遮へいグラファイト

グラファイト厚さ 約 1m

c. 生体遮へい体

コンクリート厚さ 約 1m

(6) その他の主要な事項

(i) 炉心構造物の構造

炉心構造物は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。炉心支持構造物は、炉心支持板と支持構造物で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造物と中性子遮へい体で構成される。

炉心支持構造物は、燃料集合体や反射体等（以下「炉心構成要素」という。）を下部から支持するとともに、原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するものとする。また、炉心バレル構造物は、炉心構成要素を側面から支持するとともに、原子炉容器の中性子照射量を低減するための遮蔽として機能するものとする。なお、バレル構造物には、炉内燃料貯蔵ラックが形成される。

(ii) 原子炉容器内部構造物の変形、破損その他の 1 次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合における炉心の冷却機能の維持に係る設計上の考慮

原子炉容器内における 1 次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1 次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっては、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。

(iii) 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に係る設計上の考慮

原子炉容器にあつては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに、回転プラグが原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。これらの機器は、以下の基本方針に基づき設計する。

- a. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように設計する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても1次冷却材の液位を必要な高さに保持するように設計する。
- c. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。
- d. 原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出する装置を設けた設計とする。
- e. 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるように、ナトリウム予熱設備を設ける。

二. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設ける。

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。核燃料物質取扱設備は、燃料交換機、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等から構成する。

新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷される。

使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、原則として 60 日以上冷却される。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に移動される。

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解体のため、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬されるか又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備から第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。

なお、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬される場合若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照射燃料集合体試験施設に運搬される場合もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される（第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部を第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある。）。

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵されたものとする。

なお、反射体及び遮へい集合体についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。

核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように、かつ、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように、また、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

原子炉施設には、燃料集合体等を貯蔵するための核燃料物質貯蔵設備を設ける。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。

(i) 新燃料貯蔵設備

a. 構造

新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用済燃料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。

b. 貯蔵能力

原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備

新燃料 70 体

第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備

新燃料 64 体

炉内燃料貯蔵ラック

燃料集合体 約 27 体（使用済燃料と合わせての貯蔵能力）

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等から構成される。

使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するとともに、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、また、使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。さらに、水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。

b. 貯蔵能力

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 200 体

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 600 体

第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 350 体

炉内燃料貯蔵ラック

燃料集合体 約 27 体（新燃料と合わせての貯蔵能力）

ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、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。

(1) 一次冷却設備

原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材は、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、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。

(i) 冷却材の種類

液体ナトリウム

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 主中間熱交換器

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 2基

容量 50MW/基

使用材料 ステンレス鋼

b. 1次主循環ポンプ

型式 たて軸自由液面型遠心式

基数 2基

容量 約 1,350t/h/基

揚程 約 60mNa

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)

主要な配管は二重管とする。

(iii) 冷却材の温度及び圧力

原子炉出口冷却材温度 約 456 °C*

原子炉入口冷却材温度 約 250～約 350°C

原子炉入口冷却材圧力 約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])

*：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

(2) 二次冷却設備

原子炉施設には、二次冷却設備として、2次主冷却系を設ける。2次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には2次主循環ポンプを、また、2次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、2次主冷却系オーバフロータンクを設ける。2次主冷却材は、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、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し、主中間熱交換器に還流する。

(i) 冷却材の種類

液体ナトリウム

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. 主冷却機

型式 フィン付空冷多管式

基数 2式 (2基/式)

容量 50MW/式

b. 2次主循環ポンプ

型式 たて軸自由液面型遠心式

基数 2基

容量 約 1,200t/h/基

揚程 約 40mNa

c. 配管

材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外径寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)

(3) 非常用冷却設備

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。

a. 1次主冷却系

(a) 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)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。

(b) 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。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あっては、1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運

転により、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。

- (c) 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。

b. 2次主冷却系

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。

(i) 冷却材の種類

液体ナトリウム

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. 1次主循環ポンプポニーモータ

型式 たて軸直流電動機

基数 2基

ポニーモータ運転時の炉心流量 約5%/基（定格流量に対する割合）

(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。

(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。

a. 1次補助冷却系

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。

(a) 冷却材の種類

液体ナトリウム

(b) 主要機器及び管の個数及び構造

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

② 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約56t/h

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)

b. 2次補助冷却系

2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。2次補助冷却系の冷却材は、補助中間熱交換器で1次補助冷却系の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し、補助中間熱交換器に還流する。

(a) 冷却材の種類

液体ナトリウム

(b) 主要な機器の個数及び構造

① 補助冷却機

型式 フィン付空冷多管式

基数 1基

容量 約 2.6MW

② 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約 56t/h

③ 配管

材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外径寸法 約 90mm (補助中間熱交換器出入口配管)

(ii) 冷却材純化設備

原子炉施設には、1次冷却材及び2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するための冷却材純化設備を設ける。冷却材純化設備は、1次純化系及び2次純化系から構成する。

a. 1次純化系

1次純化系には、1次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。コールドトラップは、冷却材であるナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用したものである。コールドトラップの冷却には窒素ガスを用いるものとする。

b. 2次純化系

2次純化系には、2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。コールドトラップの冷却には空気を用いるものとする。

(iii) ナトリウム充填・ドレン設備

原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定

量の1次冷却材を原子炉容器に充填（汲み上げ）するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填（汲み上げ）された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。

また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンクを有するものとする。

(iv) アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次冷却系、2次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。

(v) 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に係る設計上の考慮

原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。これらの機器は、以下の基本方針に基づき設計する。

- a. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように設計する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても1次冷却材の液位を必要な高さに保持するように設計する。
- c. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。
- d. 原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出する装置を設けた設計とする。
- e. 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装置を設けた設計とする。
- f. 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるように、ナトリウム予熱設備を設ける。

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ（以下「格納容器バウンダリ」という。）並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設を設ける。計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

(1) 計装

(i) 核計装の種類

原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、以下の3系統を設ける。

a. 起動系

検出器 核分裂計数管
チャンネル数 2チャンネル

b. 中間出力系

検出器 核分裂計数管
チャンネル数 3チャンネル

c. 線形出力系

検出器 ガンマ線補償型電離箱
チャンネル数 3チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉施設には、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の圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。

(2) 安全保護回路

計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。

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

は、それぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

なお、原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉施設には、原子炉停止回路として、原子炉保護系（スクラム）を設ける。原子炉保護系（スクラム）は、以下の条件に対して、自動的に原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満とし、その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

- a. 中性子束高
- b. 炉周期短
- c. 原子炉出口冷却材温度高
- d. 原子炉入口冷却材温度高
- e. 1次冷却材流量低
- f. 2次冷却材流量低
- g. 炉内ナトリウム液面低
- h. 炉内ナトリウム液面高
- i. 1次主循環ポンプトリップ
- j. 2次主循環ポンプトリップ
- k. 格納容器内床上線量率高
- l. 格納容器内温度高
- m. 格納容器内圧力高
- n. 地震
- o. 電源喪失
- p. 手動アイソレーション
- q. 手動スクラム

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

原子炉施設には、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるための安全保護回路として、原子炉保護系（アイソレーション）を設ける。原子炉保護系（アイソレーション）は、以下の条件に対して、工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。なお、原子炉保護系（アイソレーション）作動時には、原子炉は自動的に停止（スクラム）される。

- a. 格納容器内床上線量率高

- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

(3) 制御設備

原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系を設ける（主炉停止系）。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系）と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。さらに、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度値の最も大きな制御棒 1 本が固着した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとし、制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。

(i) 制御材の個数及び構造

原子炉施設には制御材として、制御棒を設ける。炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉スクラム時には、制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。

a. 個数

原子炉施設には、4本の独立した制御棒を設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

b. 中性子吸収材の種類

炭化ほう素

c. 構造

制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素7本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管に収納した構造とする。制御要素の型式には、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、中性子吸収材の有効長さは約65cmとする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

原子炉施設には、制御材駆動設備として、制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構上部案内管及び制御棒駆動機構下部案内管から構成する。制御棒は、制御棒駆動機構上部案内管を介して、制御棒駆動機構に吊り下げられ、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する（ボールナットスクリュ方式）。なお、駆動ストローク（最大）は65cmである。原子炉スクラム時には、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、制御棒を切り離

し、制御棒を自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する（バネ加速重力落下方式）。原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。

a. 個数

原子炉施設には、各制御棒に使用する 4 式の独立した制御棒駆動系を設ける。

b. 駆動方式

通常運転時 ボールナットスクリュ方式

スクラム時 バネ加速重力落下方式

c. 挿入時間及び駆動速度

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

（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）

駆動速度 13cm/min 以下

(iii) 反応度制御能力

反応度制御能力 $0.070 \Delta k/k$ 以上

反応度停止余裕 $0.015 \Delta k/k$ 以上

（反応度値の最も大きな制御棒 1 本が固着した場合を想定）

最大反応度添加率 約 $0.00016 \Delta k/k/s$

(4) 非常用制御設備

原子炉施設には、非常用制御設備として、後備炉停止系を設ける。後備炉停止系は、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系から構成し、万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。

(i) 制御材の個数及び構造

a. 個数

原子炉施設には、2 本の独立した後備炉停止制御棒を設ける。後備炉停止制御棒 2 本を炉心第 5 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

b. 中性子吸収材の種類

炭化ほう素

c. 構造

後備炉停止制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管に収納した構造とする。制御要素の型式には、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンダ型と、同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンダ型がある。なお、中性子吸収材の有効長さは約 65 cm とする。

(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造

後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成する。後備炉停止制御棒は、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管を介して、後備炉停止制御棒駆動機構に吊り下げられる。なお、駆動ストロークは約 65cm であり、通常運転時の高温状態において、後備炉停止制御棒は、当該ストロークに保持されるものとする。原子炉スクラム時には、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、後備炉停止制御棒を切り離し、後備炉停止制御棒を自重等により炉心に挿入することで、万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。

a. 個数

原子炉施設には、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。

b. 駆動方式

スクラム時 バネ加速重力落下方式

c. 挿入時間及び駆動速度

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

(iii) 反応度制御能力

反応度制御能力 $0.014 \Delta k/k$ 以上

反応度停止余裕 $0.008 \Delta k/k$ 以上 (350°C)

(5) その他の主要な事項

(i) 原子炉制御系

原子炉施設には、原子炉制御系として、以下のものを設ける(炉心の反応度(原子炉の出力)の制御に使用する制御棒及び制御棒駆動系を除く)。

a. 通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

b. 通常運転時の 1 次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための 1 次冷却材流量制御系を設ける。1 次冷却材流量は、手動又は自動で制御する。また、1 次冷却材流量制御系は、原子炉スクラム時に、1 次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、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ように設計する。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。

(ii) 警報回路

原子炉施設には、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の圧力及び温度、1 次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等が正常な範囲を逸脱した場合に、警報を発生し、表示するための警報回路を設ける。

(iii) インターロック系

原子炉施設には、運転員の誤操作等を防止するため、以下のインターロック系を設ける。

- a. 運転モードスイッチ
- b. 制御棒電磁石励磁インターロック
- c. 制御棒引抜きインターロック

(iv) 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。なお、これらの操作等に使用する制御盤等については、誤操作を防止するための措置を講じる。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に従事者が容易に避難できる構造とする。

(v) 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。気体廃棄物処理設備は、フィルタ、送風機、圧縮機、貯留タンク及び配管等から構成する。放射性気体廃棄物は、主排気筒から大気に放出する。

(ii) 廃棄物の処理能力

気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける。

(iii) 排気口の位置

主排気筒

位置 原子炉の炉心中心から北方向約30m

高さ 約80m (T.P. 約118m)

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射能濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に、液体廃棄物処理設備を設ける。

液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等を使用する場合がある。

当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。

なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という。）に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を經由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。

(ii) 廃棄物の処理能力

廃棄物処理建物の廃液タンクは、約 5 日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを 1 日で処理するのに十分な能力を有するものとする。

(iii) 排水口の位置

大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものを A、高いものを B と区分して貯蔵する。これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。

なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。また、固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。

(ii) 廃棄物の処理能力

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

廃棄物処理建物	固体廃棄物 A 貯蔵設備	約 100m ³ (2000 ドラム缶換算約 500 本)
	固体廃棄物 B 貯蔵設備	合計約 35m ³ (2000 ドラム缶換算約 175 本)
原子炉附属建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 60m ³ (2000 ドラム缶換算約 300 本)
第二使用済燃料貯蔵建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 130m ³ (2000 ドラム缶換算約 650 本)
メンテナンス建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 450m ³ (2000 ドラム缶換算約 2,250 本)

チ. 放射線管理施設の構造及び設備

原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者等が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとし、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。

また、原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者等を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(i) 放射線監視設備

原子炉施設の管理区域内に必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。

また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。

(ii) 放射線管理関係設備

放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。

また、定期的及び必要の都度、管理区域内に必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト 14 基を設けるものとし、設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト 9 基の情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理

用モニタリングポスト 9 基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計とする。

さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。

屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90 分）の給電ができるものとする。

なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。

リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(1) 構造

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

(i) 格納容器

型式 上部半球形下部半だ円形鏡円筒型

材料 炭素鋼

寸法 内径 約 28m

全高 約 54m

(ii) 外周コンクリート壁

型式 たて置円筒型

材料 鉄筋コンクリート

寸法 内径 約 30m

地上高さ 約 27m

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

格納容器圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$)

格納容器温度 150°C

格納容器漏えい率 $3\%/d$ 以下 (原子炉停止状態にて設計圧力時において)

(3) その他の主要な事項

(i) アニュラス部排気設備 (非常用換気設備を含む。)

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備の

フィルタを經由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を經由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

a. 排風機

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

b. 非常用ガス処理装置

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

系統よう素除去効率

無機よう素に対して 98%（ただし、湿度 80%以下において）

有機よう素に対して 92%（ただし、湿度 80%以下において）

粒子状浮遊物除去効率 98%（ただし、DOP 約 0.5 μm 粒子に対して）

(ii) 安全容器

安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラファイトを収納するたて置き円筒型の鋼製容器である。安全容器は、生体遮へい体（原子炉建物の一部）に支持され、安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。

型式 たて置円筒型

材料 炭素鋼

寸法 内径 約 6.4m

全高 約 9m

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

(1) 非常用電源設備の構造

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。

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。

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。

(i) ディーゼル発電機

容量 約 2,500kVA

基数 2基

主な負荷 1次補助冷却系及び2次補助冷却系

格納容器雰囲気調整系

補機冷却設備

(ii) 蓄電池

組数 4組

主な負荷 原子炉保護系

1次主冷却系（1次主循環ポンプポニーモータ）

中央制御室制御盤

(2) 主要な実験設備の構造

実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合において

も、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。

(i) 計測線付実験装置

計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。

(ii) 照射用実験装置

照射用実験装置の照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン又はトリウムの単体又は混合物の化合物又は金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。

照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、照射試料をラップ管に内包した構造を有する。照射試料は、照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封した構造を有する。スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。

本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。

炉心燃料領域に装荷した照射用実験装置の個数は、照射燃料集合体との合計で4体以下とする。また、半径方向反射体領域若しくは半径方向遮へい集合体領域に装荷した照射用実験装置（スペクトル調整設備を除く。）の個数は6体以下とする。

照射用実験装置（本体設備）1体当たりの最大発熱量は140kWとする。

核燃料物質を装填する場合は、照射用実験装置1体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1体当たりの核分裂性物質質量の15%を超えないものとする。

(3) その他の主要な事項

(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。

(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が基本方針とする。

「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が基本方針とする。

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が基本方針とする。

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に、信頼性を確保した設計とする。

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。

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

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. 「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。

可搬式ポンプ及びホース
水冷却池
水冷却浄化設備サイフォンブレーカー

- c. 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

仮設カバーシート
仮設放水設備
泡消火設備
特殊化学消火剤
乾燥砂消火剤
消火剤遠隔散布設備
仮設不活性ガス送気設備
仮設給電設備
移動式揚重設備
資機材運搬車両
防護機材

別紙二

添付書類の補正について

添付書類を以下のとおり補正する。

「添付書類 6」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	(別添 5 添付 5-3)	添付 添-1 のとおり変更する。
—	—	(別添 5 添付 5-5)	添付 添-2 のとおり変更する。
—	—	(別添 5 添付 5-6 のうち、 7. 津波及び 8. 火山)	添付 添-3 のとおり変更する。

「添付書類 8」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	(別添 7 添付 7-1)	添付 添-4 のとおり変更する。
—	—	(別添 7 添付 7-3)	添付 添-5 のとおり変更する。
—	—	(別添 7 添付 7-5)	添付 添-6 のとおり変更する。
—	—	(別添 7 添付 7-10)	添付 添-7 のとおり変更する。

「添付書類 10」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	(別添 9 添付 9-3)	添付 添-8 のとおり変更する。
—	—	(別添 9 添付 9-4)	添付 添-9 のとおり変更する。
—	—	(追補のうち、追補 VII. 3)	添付 添-10 のとおり変更する。