

令 03 原機（安）008

令和 3 年 12 月 2 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 児玉 敏雄

（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 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1 大洗研究開発センター（南地区）の原子炉設置変更許可の経緯」

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

「別紙2 変更の内容」

ページ	行	補正前	補正後
－	－	(別添1)	添付 本－2 のとおり変更する。

「別紙3 変更に伴う工事計画」

ページ	行	補正前	補正後
－	－	(別紙3)	添付 本－3 のとおり変更する。

添付 本-1

別紙1

大洗研究所（南地区）の原子炉設置変更許可の経緯

原子炉設置変更許可の経緯

(重水臨界実験装置)

許可年月日	許可番号	備 考
昭和 46 年 7 月 8 日	46 原第 5031 号	プルトニウム富化燃料 (0.54w/o PuO ₂ -UO ₂) の使用
昭和 47 年 5 月 2 日	47 原第 4400 号	実験用二酸化ウラン燃料の使用
昭和 47 年 7 月 27 日	47 原第 7479 号	プルトニウム富化燃料 (0.87w/o PuO ₂ -UO ₂) の使用及び燃料体昇温装置の使用
昭和 49 年 10 月 8 日	49 原第 9069 号	燃料棒混合型燃料体使用
昭和 51 年 11 月 16 日	51 安 (原規) 第 167 号	60 本燃料体使用
昭和 52 年 8 月 3 日	52 安 (原規) 第 226 号	多数本クラスタ燃料体使用
昭和 55 年 1 月 14 日	54 安 (原規) 第 170 号	36/40 燃料集合体、防振板使用
昭和 58 年 10 月 25 日	58 安 (原規) 第 191 号	ポイズン急速注入装置の追加
昭和 59 年 3 月 1 日	59 安 (原規) 第 30 号	24.2cm ピッチグリッド板 36 本燃料集合体の使用
昭和 62 年 9 月 29 日	62 安 (原規) 第 235 号	36 本軸方向富化度分布付ガドリニア入り燃料集合体の使用
平成元年 7 月 31 日	元安 (原規) 第 349 号	実験用二酸化ウラン燃料集合体用 ガドリニア入り燃料棒の使用
平成 5 年 4 月 28 日	5 安 (原規) 第 58 号	未臨界度測定機能の追加
平成 7 年 9 月 28 日	7 安 (原規) 第 291 号	未臨界度測定実験範囲の拡大
平成 17 年 8 月 2 日	16 諸文科科第 3450 号	使用済燃料の処分の方法について の変更
平成 24 年 3 月 30 日	23 受文科科第 5939 号	敷地形状の一部変更
令和 2 年 4 月 22 日	—	保安のための業務に係る品質管理 に必要な体制の整備に関する書類 届出

(高速実験炉原子炉施設)

許可年月日	許可番号	備 考
昭和 45 年 2 月 12 日	45 原第 663 号	高速実験炉原子炉施設の設置
昭和 46 年 3 月 25 日	46 原第 2111 号	制御棒の変更、トランスファロータ内ナトリウムタンクの廃止、燃料貯蔵能力の変更及び2次冷却系材質の変更
昭和 47 年 2 月 28 日	47 原第 1051 号	原子炉本体及び1次冷却系の圧力の変更及びディーゼル発電機の容量の変更
昭和 48 年 7 月 25 日	48 原第 6995 号	アニュラス部排気設備の非常用ガス処理装置の設備変更
昭和 49 年 4 月 19 日	49 原第 3329 号	液体状放射性廃棄物処理設備の増強及び放射性廃棄物処理の管理強化
昭和 52 年 1 月 5 日	51 安（原規）第 205 号	使用済燃料及び新燃料の貯蔵施設の増設、使用済燃料の処分の変更及び屋外放射線管理施設等の変更
昭和 53 年 9 月 20 日	53 安（原規）第 289 号	炉心構成要素等を変更してその炉心（照射用炉心）の熱出力を 100MW とする。また、照射用炉心に移行するまでの炉心（増殖炉心）の熱出力を 75MW とする。
昭和 55 年 1 月 17 日	54 安（原規）第 171 号	アルコール廃液処理装置の増設
昭和 57 年 5 月 19 日	57 安（原規）第 103 号	C型特殊燃料集合体の集合体当たりの燃料要素最大個数の変更

許可年月日	許可番号	備 考
昭和 58 年 10 月 25 日	58 安（原規）第 191 号	特殊燃料要素にⅢ型、C型特殊燃料集合体に計測線付を追加
昭和 61 年 8 月 7 日	61 安（原規）第 109 号	照射用炉心の炉心燃料集合体の最高燃焼度の変更及び J 2 燃料集合体の追加変更等
平成元年 3 月 27 日	元安（原規）第 81 号	使用済燃料貯蔵施設の増設
平成 2 年 9 月 5 日	2 安（原規）第 454 号	高線出力試験用集合体及び F F D L 試験用集合体の追加
平成 3 年 9 月 3 日	3 安（原規）第 406 号	制御棒配置の変更、Ⅳ型特殊燃料要素の追加及び廃棄物処理施設の設置
平成 5 年 4 月 28 日	5 安（原規）第 58 号	限界照射試験の実施、炭化物試験用要素及び窒化物試験用要素の追加
平成 7 年 9 月 28 日	7 安（原規）第 291 号	原子炉本体、原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設の構造及び設備を変更してその炉心（MK－Ⅲ炉心）の熱出力を 140MW とする。
平成 12 年 2 月 23 日	12 安（原規）第 35 号	D型照射燃料集合体の追加、計測線付実験装置の追加、ナトリウムボンド型制御要素の追加、核特性測定用要素の追加及び固体廃棄物の廃棄設備の変更
平成 14 年 10 月 9 日	14 文科科第 387 号	γ型コンパートメントの種類及び燃料要素の種類追加
平成 19 年 5 月 25 日	18 諸文科科第 640 号	照射用実験装置の追加、原子炉出力制御方式の追加及び炉心温度の低温化
平成 24 年 3 月 30 日	23 受文科科第 5939 号	敷地形状の一部変更
令和 2 年 4 月 22 日	—	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

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。）にあっては、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

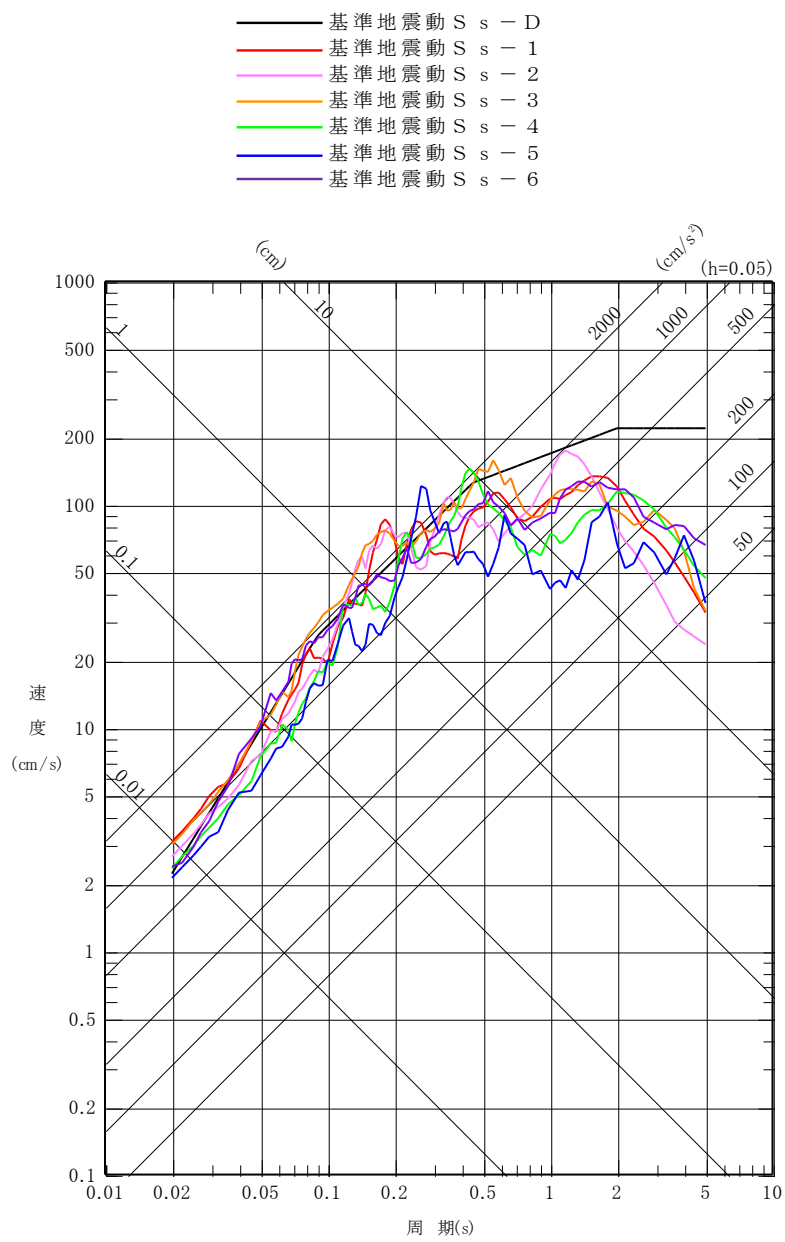
原子炉施設は、丘陵地帯の台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮しない。

(3) その他の主要な構造

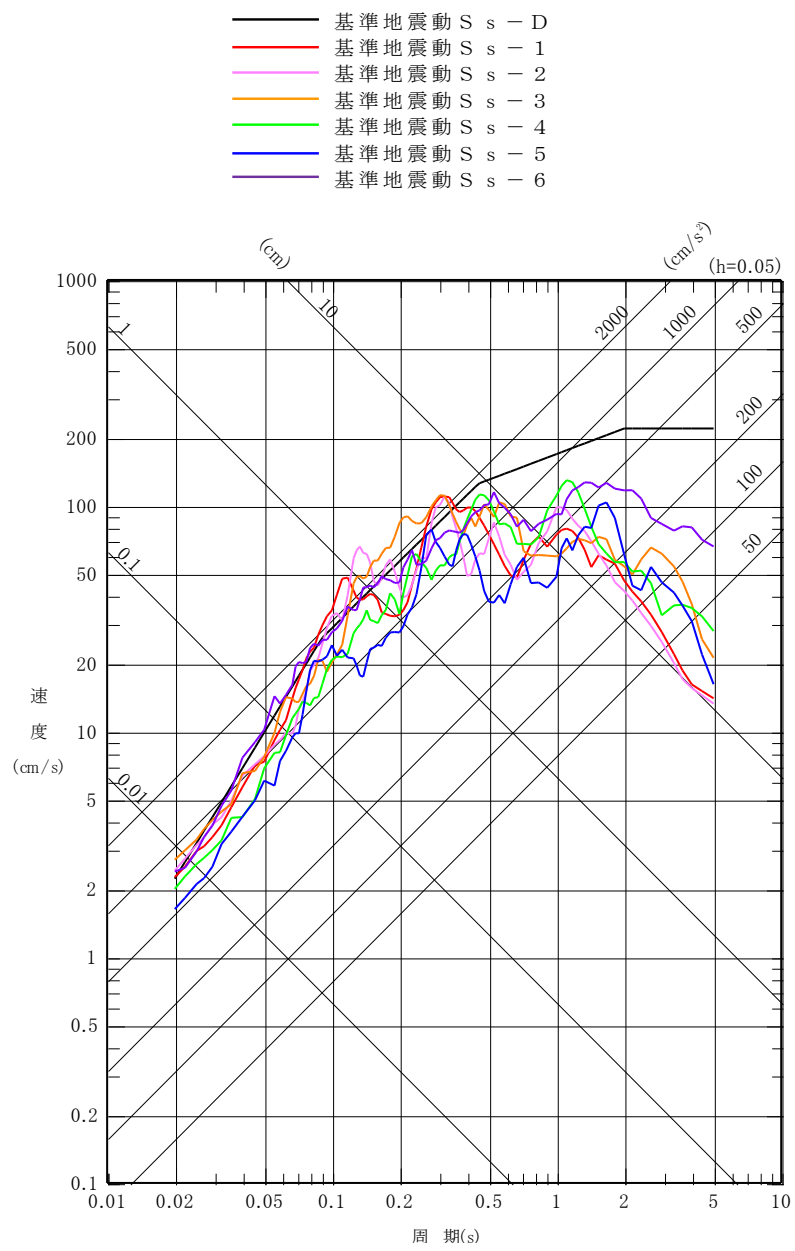
原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- 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ように設計する。また、重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮するものとする。
- 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ように設計する。
- 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。
- d. 原子炉施設には、火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。）により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を設ける。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものとする。
- 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。
- f. 安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように、また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終止できるように設計する。
- g. 原子炉施設には、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。

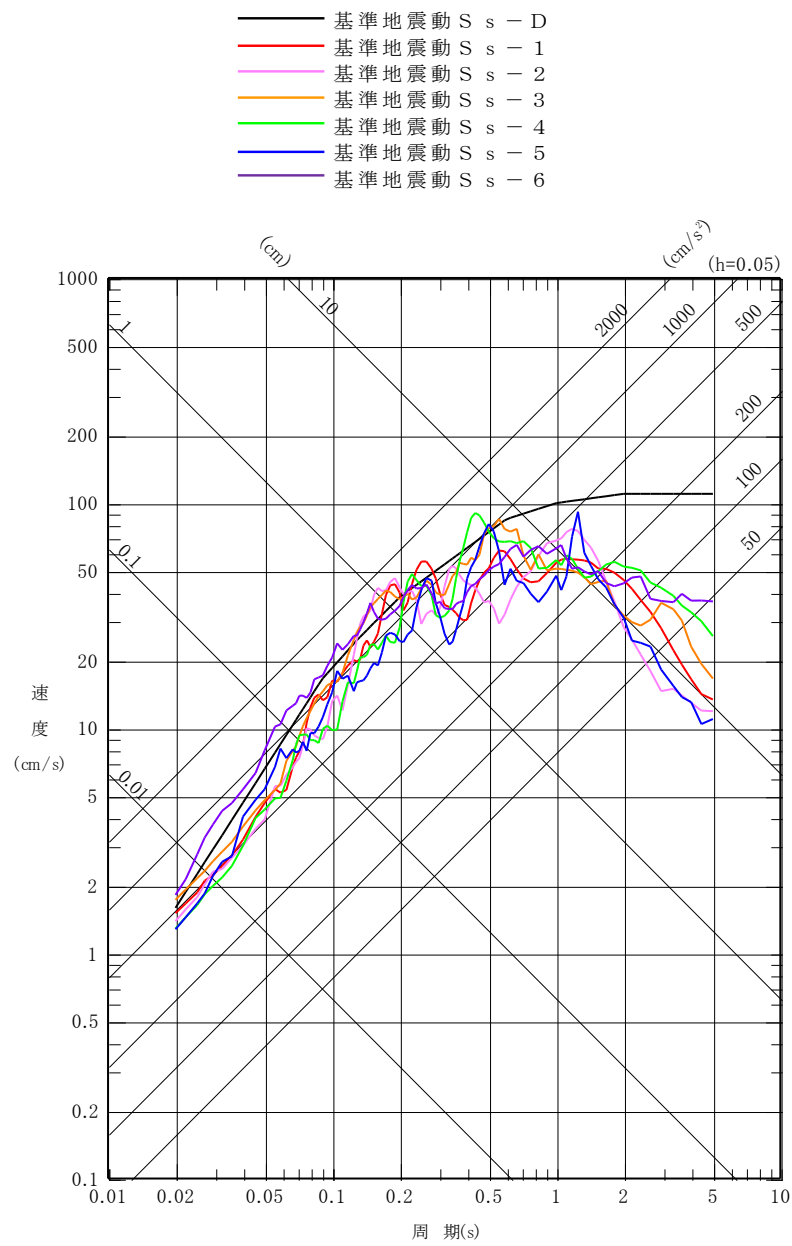
- h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保するように、また、その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、その機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を確保するように設計する。なお、安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。
- 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。
- 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。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。
- m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いと見られるが、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。



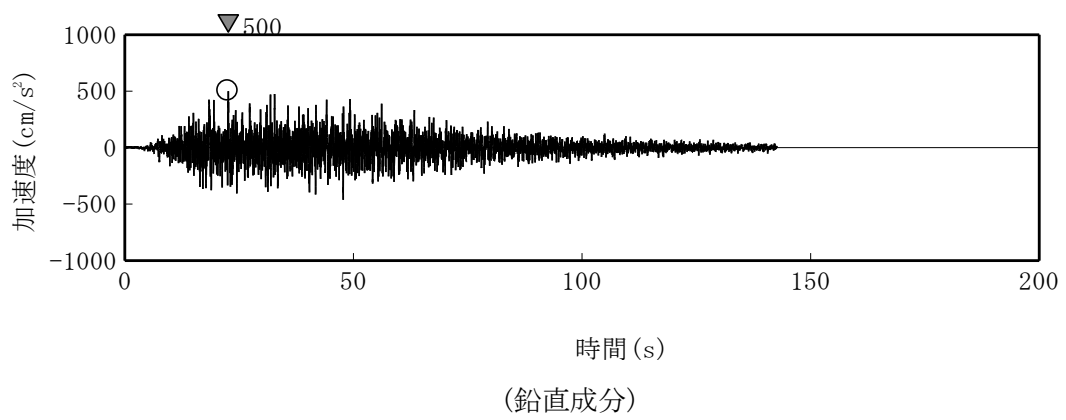
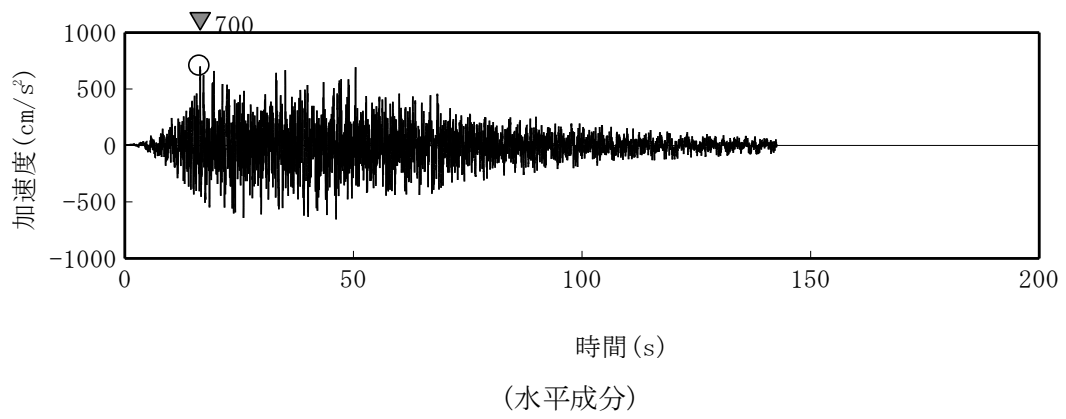
第1図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(NS 成分)



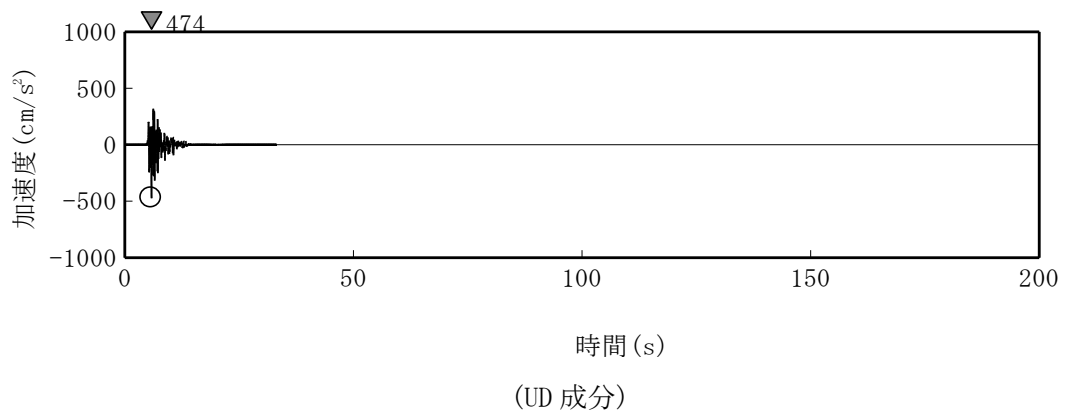
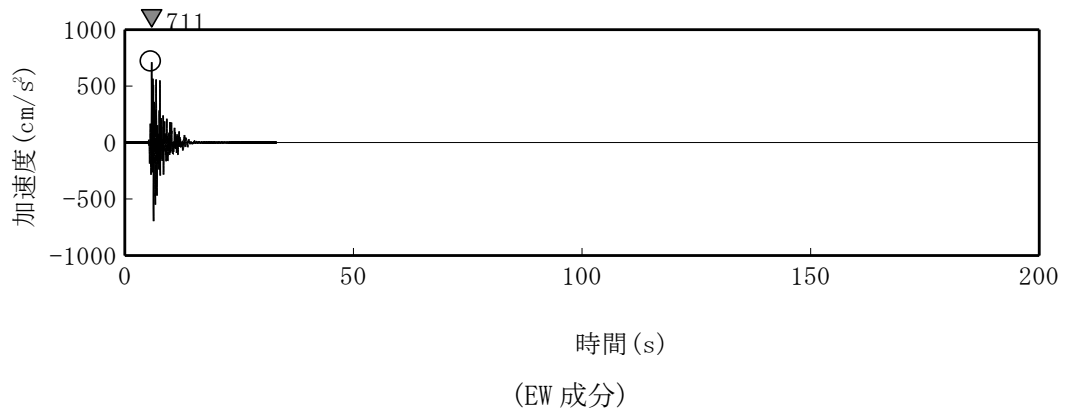
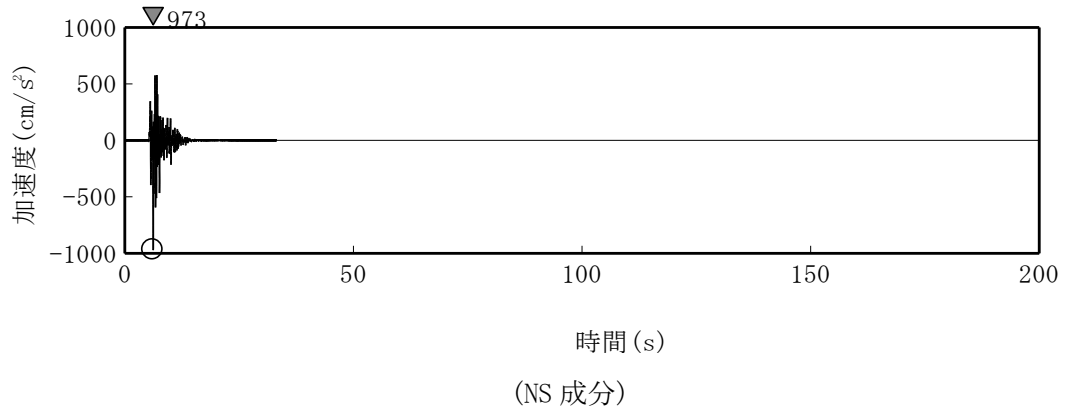
第2図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(EW 成分)



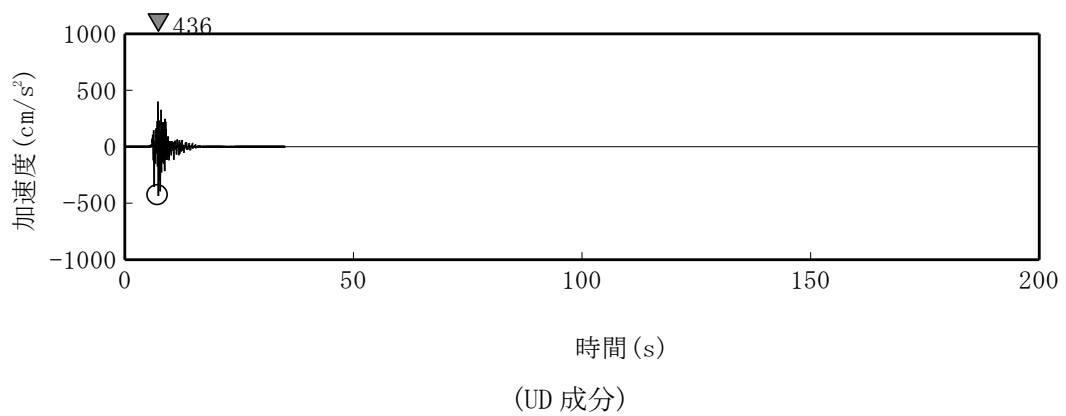
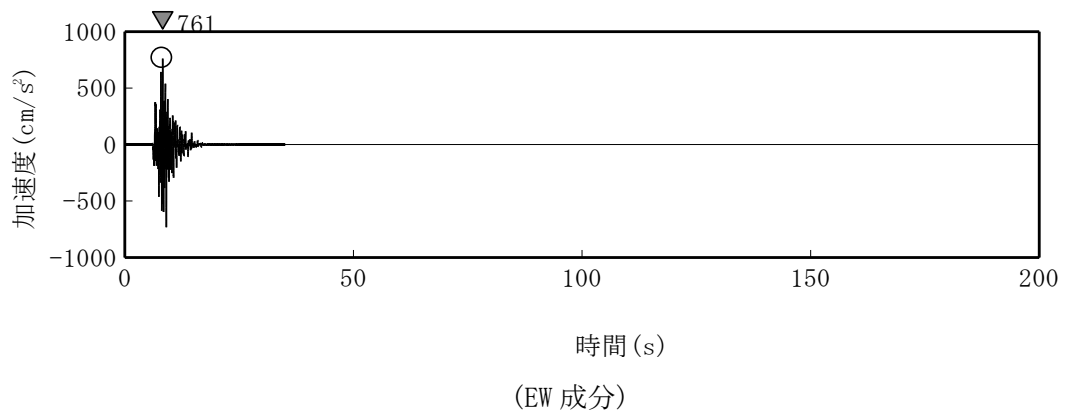
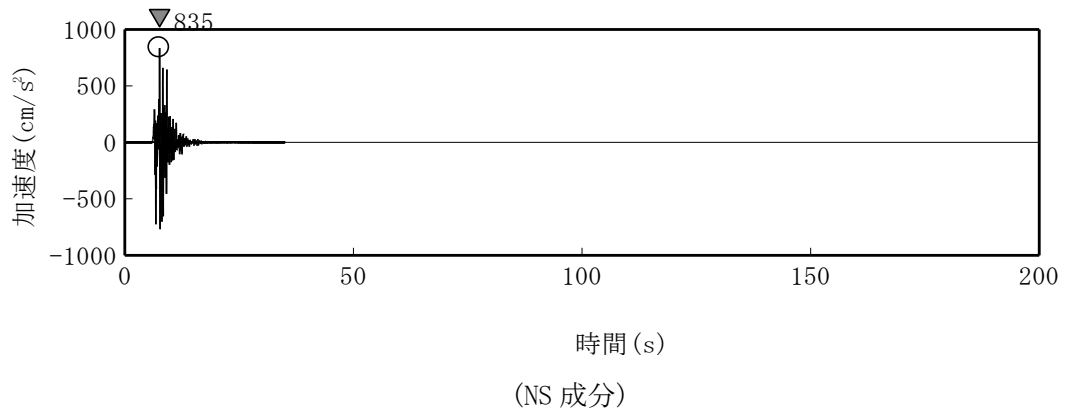
第3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(UD成分)



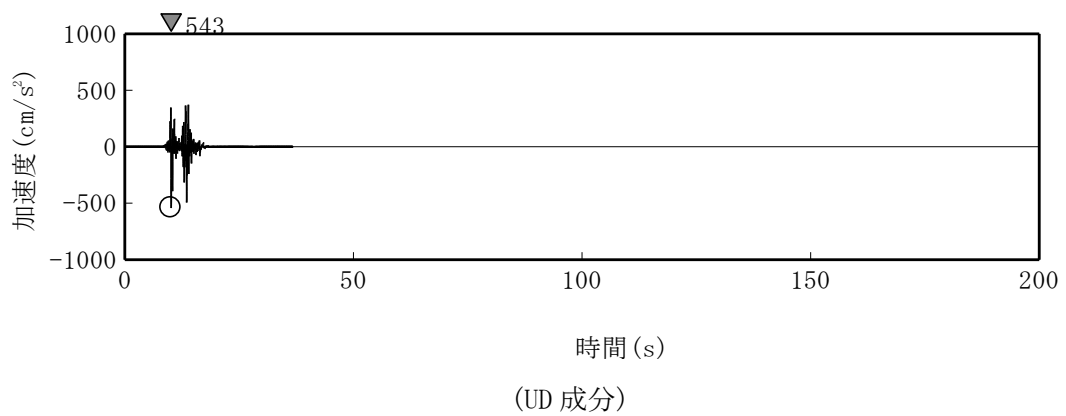
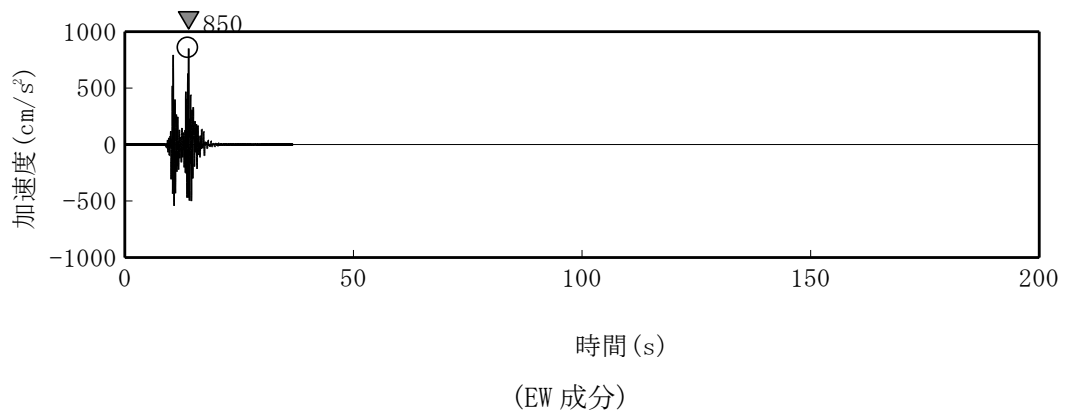
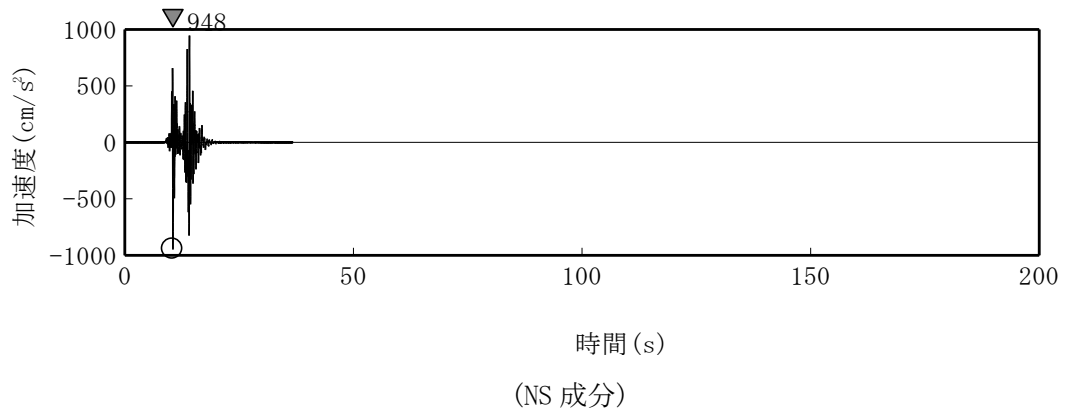
第4図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形



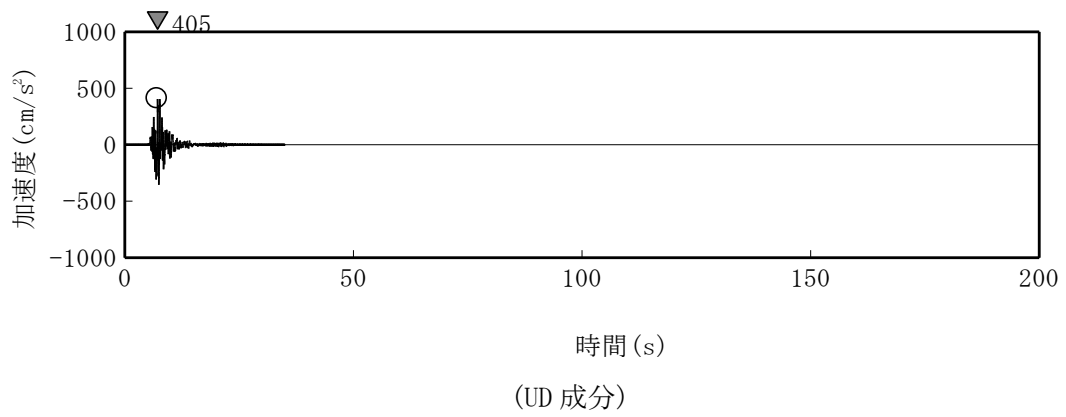
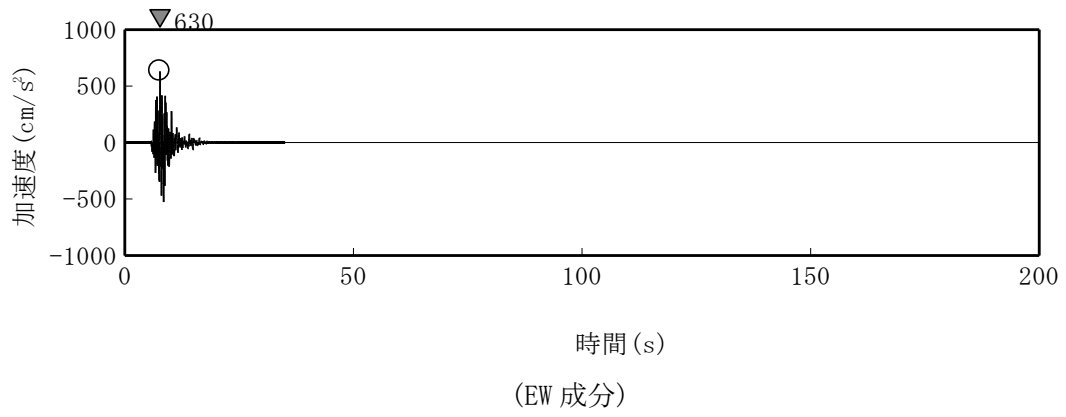
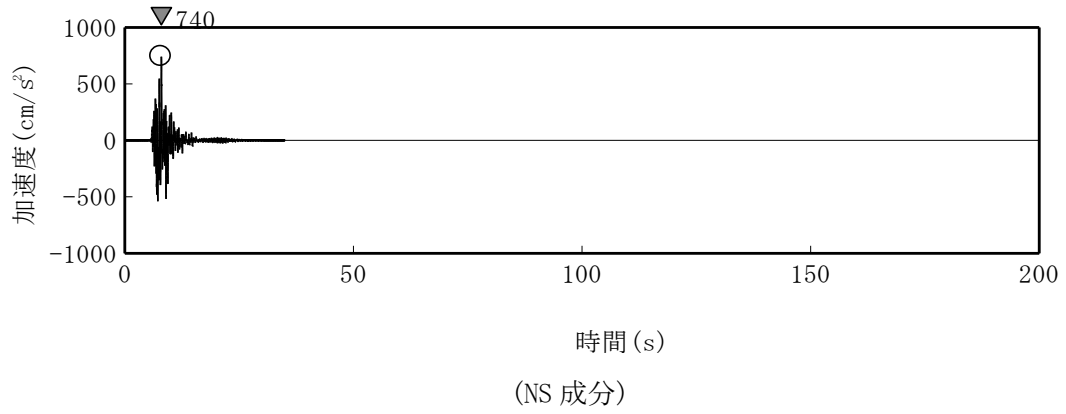
第 5 図 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形



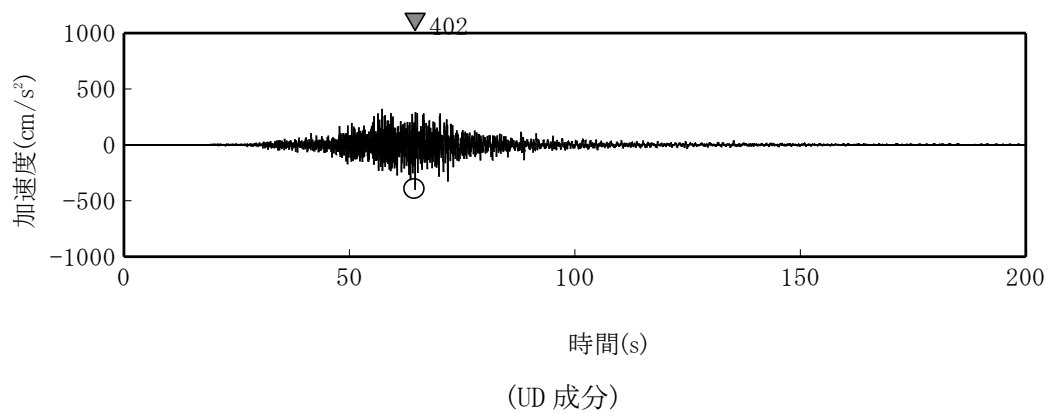
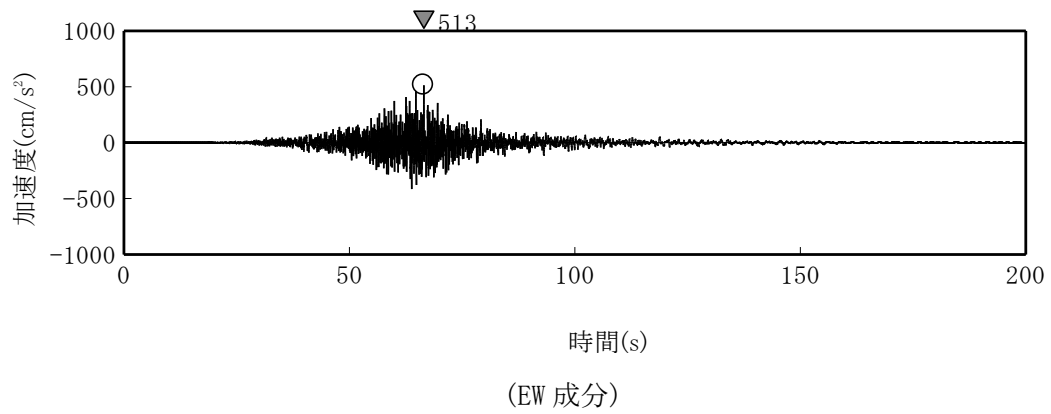
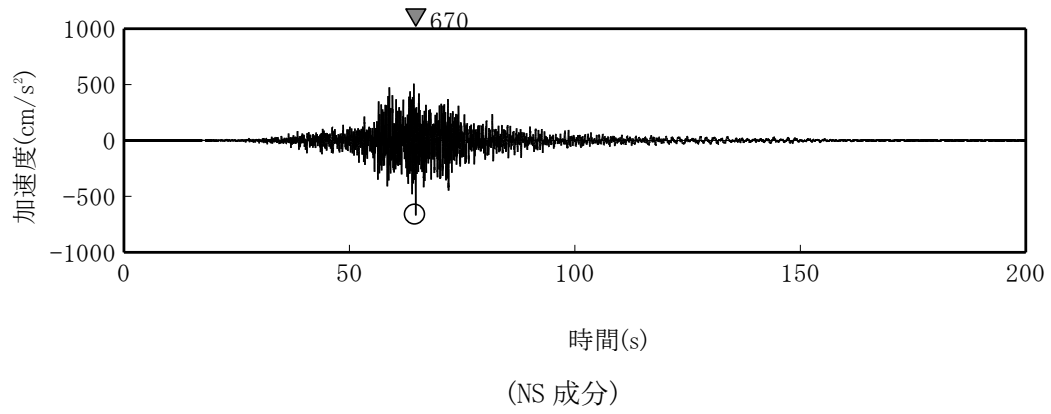
第 6 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



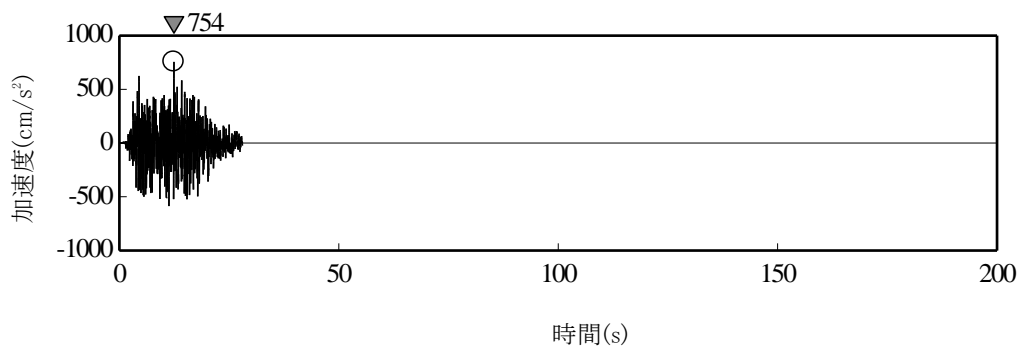
第 7 図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形



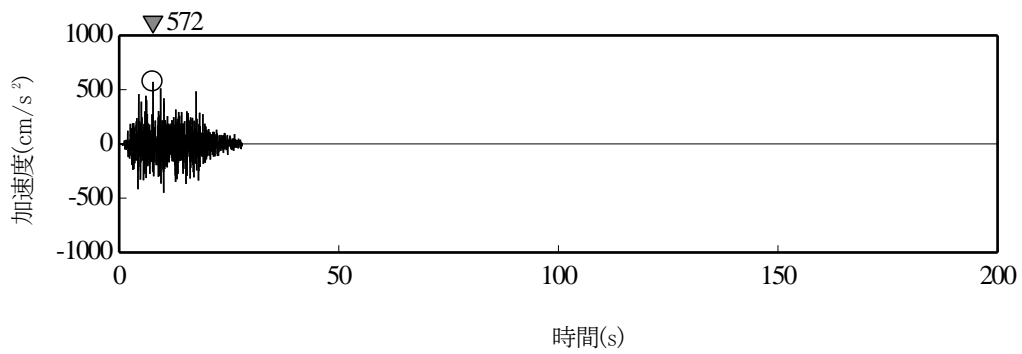
第 8 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



第9図 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形



(水平成分)



(鉛直成分)

第 10 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	
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	2体	
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	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
	4体	
	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 溶融割合	
	2,350°C					620°C						
集合体												
炉心燃料集合体												
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	同左	同左	同左	B型照射燃料集 合体装填時のみ
III型特殊燃料要素	2,540°C	同左	同左	同左	700°C	同左	同左	同左	同左	同左	同左	—
IV型特殊燃料要素	2,540°C	同左	同左	同左	610°C	同左	同左	同左	同左	同左	同左	—
III型限界照射試験用要素	2,540°C [2,680°C]	同左	—	2,540°C [2,680°C]	750°C [890°C]	700°C [890°C]	—	700°C [890°C]	—	700°C [890°C]	—	—
IV型限界照射試験用要素	2,540°C [2,680°C]	同左	—	2,540°C [2,680°C]	660°C [810°C]	610°C [810°C]	—	610°C [810°C]	—	610°C [810°C]	—	—
先行試験用要素	—	溶融温度以下*2	—	—	—	750°C	—	—	—	—	—	20%*3
基礎試験用要素	—	溶融温度以下	—	—	—	750°C	—	—	—	—	—	—
A型用炉心燃料要素	2,350°C	—	—	—	620°C	—	—	—	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	2,540°C (2,680°C)	—	2,540°C (2,680°C)	—	700°C (890°C)	—	700°C (890°C)	—	700°C (890°C)	—	—
内壁構造容器	—	—	—	—	—	675°C	—	—	—	—	—	—
密封構造容器	—	—	—	—	—	675°C	—	—	—	—	—	—
照射用実験装置	溶融温度 (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°C*5 (外側容器：675°C)											

※ [] 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 : 照射燃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、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、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。

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。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。

(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。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、スパイラルワイヤを巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラップ管に納められる。主要仕様は第4表のとおりである。

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、スパイラルワイヤを巻いた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。

(v) 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
限界照射試験用補助要素	130,000MWd/t

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	種類	ウラン酸化物*3	ウラン酸化物*3	ウラン酸化物*3	ウラン酸化物*3				
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	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	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	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						
集合体 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	—	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	—	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	—	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	—	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	—	—	同上	—	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	—	同上	—	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	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	
	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					
集合体 照射燃料集合体 A型用炉心燃料要素 (内側) A型用炉心燃料要素 (外側) 限界照射試験用補助要素	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット 同上 同上	32wt%以下 同上 同上	約16wt% 約21wt% —	原子炉級 同上 同上	約18wt% 同上 26wt%以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット 同上 同上	オーステナイト系 ステンレス鋼 同上 同上	約5.5 同上 6.4~7.5	約0.35 同上 0.4~0.6	50cm以下 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4表 燃料集合体の主要仕様 (1/4)

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

第 4 表 燃料集合体の主要仕様 (2/4)

項目	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	—	1本	6本	—	6~18本
α 型コンパートメント	—	最大1本	—	—	—
β 型コンパートメント	—	最大1本	—	—	—
γ 型コンパートメント	—	—	6本*1	—	最大6本*1
δ 型コンパートメント	—	—	—	—	最大18本*1
装填燃料要素個数	最大115本 最大7本	最大113本 最大5本 最大1本	最大30本 最大30本 最大6本 最大6本 最大6本	最大91本 最大91本	最大30本 最大30本 最大6本
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 (内側及び外側)	最大108本	最大108本	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	—	最大18本	—	最大18本
燃料要素ピッチ	6~11mm	6~11mm 同上 約6.5mm	6~11mm 同上 —	6~11mm	6~11mm 同上 —
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	約6.5mm	約6.5mm	—	—	—
A 型用炉心燃料要素	—	—	6~11mm	—	6~11mm
限界照射試験用補助要素	—	—	6~11mm	—	6~11mm

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

項目	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本または3本 ステンレス鋼	— —	1本または3本 ステンレス鋼
シユラウド管 個数 材料	— —	1本 ステンレス鋼	— —
内壁構造容器または密封構造容器 個数 材料	— —	— —	— —
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 — — — —	1本 — 最大1本 — — —	最大5本*2 最大5本 最大1本*3 — — 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		δ型
	γ型		コンパートメント		
			先行試験用	基礎試験用	
	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	同左 同左	
シユラウド管 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	同左	— —	
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 — — 最大1本 — —	同左 — — — 最大1本 —	同左 — — — 最大1本 —	同左 最大1本 — — — —	

*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ります。
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。

*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 : 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体で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造体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、バレル構造体には、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、オーバフローコラムを設ける。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2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℃*

原子炉入口冷却材温度 約250～約350℃

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

た場合にあつては、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 (原子炉容器出入口配管)

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っては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。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、原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(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、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、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価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。

(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 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、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。

当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物 A の基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」とい

う。)に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(Ⅱ)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。

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

(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、周辺監視区域境界には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストを設けるものとし、これらの情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性

を確保した設計とする。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。

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及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬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、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

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。また、蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

(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、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

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）
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
原子炉カバーガス等のバウンダリ
格納容器バウンダリ
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
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

特殊化学消火剤

移動式揚重設備

資機材運搬車両

防護機材

添付 本－3

別紙3

変更に伴う工事計画

工 事 計 画

[高速実験炉原子炉施設]

項 目	2021	2022	2023	2024	2025	2026
地盤補強対策		工事	工事		運	用
耐震補強対策		工事	工事		運	用
竜巻防護対象施設の補強対策		工事	工事		運	用
内部火災及び内部溢水に係る防護対象施設の補強対策		工事	工事		運	用
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策		工事	工事		運	用
中央制御室の機能の補強対策		工事	工事		運	用
原子炉停止システムの信頼性強化対策		工事	工事		運	用

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」

ページ	行	補正前	補正後
2	上 17	—	添付書類 11 変更後における試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書 別添 10 に示すとおり。

「添付書類 5」

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

「添付書類 6」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	(別添 4 添付 4-3)	添付 添-2 のとおり変更する。
—	—	(別添 4 添付 4-5)	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 6 添付 6-1)	添付 添-4 のとおり変更する。

「添付書類 11」

ページ	行	補正前	補正後
—	—	—	添付 添-5 のとおり追加する。

添付 添-1

別添4

添付書類5

変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

1. 設計及び工事のための組織

令和3年8月1日現在の大洗研究所（南地区）原子炉施設の管理組織を第1図に示す。

理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定」（以下「原子炉施設保安規定」という。）に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。

大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。

大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。

原子力施設検査室長は、独立検査組織の検査責任者として、事業者検査に関する業務を行う。

高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画及び運転計画に係る業務を統括する。

大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議する。

中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。

本変更に係る設計及び工事の主な業務は高速実験炉部及び放射線管理部において実施する。高速実験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う業務を統括する。放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う業務を統括する。

保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動を統括する。

契約部長は、本部における原子炉施設の保安に係る調達業務を行う。

管理部長は、調達課長が行う大洗研究所における原子炉施設の保安に係る調達業務を統括する。

2. 設計及び工事に係る技術者の確保

（1）技術者の数

令和3年8月1日現在における高速実験炉部の技術者の数は67名であり、このうち20年以上の経験年数を有する管理職は24名おり、10年以上の経験年数を有する技術者は43名在籍している。

（2）有資格者数

令和3年8月1日現在における高速実験炉部の技術者のうち原子炉主任技術者の有資格者は4名、放射線取扱主任者（第1種）の有資格者は19名、核燃料取扱主任者の有資格者は6名、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者は6名であり、今後とも各種資格取得を奨励する。高速実験炉部、並びに大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の原子力関係在籍技術者のう

ち有資格者数を第1表に示す。

3. 設計及び工事の経験

日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が解散し、平成17年10月1日に独立行政法人日本原子力研究開発機構（平成27年4月1日に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更）が新たに発足した。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は、旧日本原子力研究所及び旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって蓄積してきた原子炉施設等の建設経験並びに多くの運転及び保守経験の技術的能力を有している。

大洗研究所（南地区）は、高速実験炉原子炉施設の設計・建設の経験と40年以上に及ぶ運転及び保守経験を有している。高速実験炉原子炉施設は、昭和45年の原子炉設置変更許可を受けて建設工事を開始し、昭和50～51年の総合機能試験の後、昭和52年4月24日にMK-I炉心としての初臨界を達成した。引き続き、各種の性能試験、特性試験等を実施しつつ50MW、75MWと段階的に出力を上げ、この間に高速増殖炉の基本的特性等に関する種々の技術的経験及び知見を得た。

その後、昭和57年にはMK-I炉心からMK-II炉心への変更を行い、昭和58年3月に出力100MWを達成した。昭和58年8月からはMK-II炉心としての本格運転を開始した。以来今日まで高速炉用燃料・材料の開発に係る各種の照射試験等を実施してきている。

さらに、平成7年には、照射性能の向上を目指して、炉心の高中性子束化を図るため、MK-II炉心に対し燃料仕様の変更、燃料集合体装荷個数の増加等を行ったMK-III炉心への変更を行い、平成15年10月に出力140MWを達成した。平成16年5月からはMK-III炉心としての本格運転を開始した。

以上より、本変更に係る設計及び工事並びに運転及び保守を行うための経験を十分有している。

4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動

(1) 品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動の実施

原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合するように要求事項を定めた「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）及び原子炉施設保安規定の品質マネジメント計画に基づき、原子炉施設の安全を達成し、維持・向上を図ることを目的に原子炉施設の保安活動に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善する。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

第1図に示す管理組織により、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、品質マネジメント活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持、品質マネジ

メント活動の実施状況及び改善の必要性の有無についての理事長への報告、原子力の安全確保に対する認識の高揚を図るための組織全体にわたる安全文化の育成及び維持並びに関係法令の遵守に係る領域における責任及び権限をもつ。なお、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、大洗研究所においては大洗研究所担当理事、監査プロセスにおいては統括監査の職を管理責任者とする。

中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。

大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。

所長は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。

部長及び課長は、責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。

また、各部長はそれぞれの部署において品質マネジメント活動に関する委員会を設置し、品質マネジメント活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。

原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。

5. 運転及び保守のための組織

運転及び保守のための組織における、理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、大洗研究所担当理事、所長、原子力施設検査室長、高速炉サイクル研究開発センター長、管理部長、原子炉施設等安全審査委員会及び中央安全審査・品質保証委員会の役割は「1. 設計及び工事のための組織」において示したとおりである。

高速実験炉部長は、運転及び保守等を的確に遂行するため、施設管理統括者として保安活動の統括を行う。高速実験炉部長は、高速実験炉原子炉施設に係る運転管理等の各業務責任を明確にするものとし、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う業務を統括する。高速炉技術課長は、運転計画の作成に関する業務等を行う。高速炉第1課長は、運転に関する業務等を行う。高速炉第2課長は、保守に関する業務等を行う。高速炉照射課長は、照射計画の作成に関する業務等を行う。

保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動を統括する。

放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う保安活動を統括する。

環境保全部長は、環境技術課長が行う保安活動を統括する。

6. 運転及び保守に係る技術者の確保

「2. 設計及び工事に係る技術者の確保」に示した現有の技術者をもって確保している。

なお、大洗研究所の他部署や他事業所と、専門知識及び技術・技能を有する技術者の人材交流を図る他、新規採用者及び異動者にあつては、各種資格取得の奨励を始め、専門知識及び技術・技能を有する技術者への育成を図り、今後も設計及び工事並びに運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者の確保に努める。

7. 運転及び保守の経験

「3. 設計及び工事の経験」に示したとおりで、十分な経験がある。

8. 運転及び保守に係る品質マネジメント活動の確立と実施

(1) 品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動の実施

「4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動（1）品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動の実施」に示したとおりである。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

「4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動（2）品質マネジメント体制及び役割分担」に示したとおりである。

9. 技術者に対する教育・訓練

原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、原子炉施設に係る設計及び工事を行う者並びに運転及び保守を行う者に対し、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、非常の場合に講ずべき処置に関する教育等の保安教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育並びに消火訓練を含めたナトリウム取扱訓練を行う。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター等においても教育・訓練を行う。

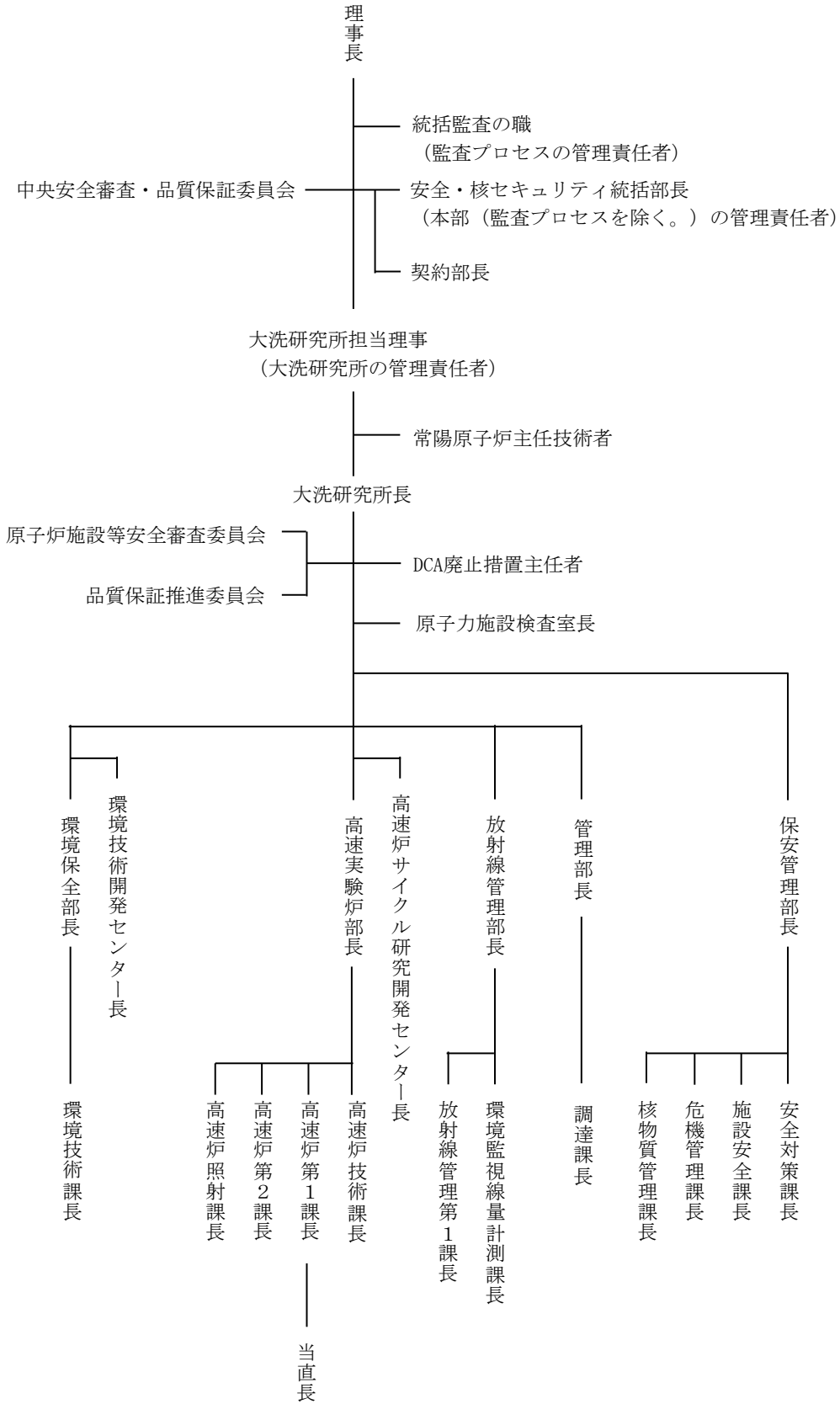
原子炉施設に係る教育・訓練については、今後も継続して行っていく。さらに、保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の育成及び維持を図っていく。

10. 有資格者の選任・配置

大洗研究所（南地区）では、法令等に基づき、高速実験炉原子炉施設に原子炉主任技術者を配置している。また、原子炉主任技術者が不在時においても職務に支障がないように、原子炉主任技術者の免状を有する技術者から代行者を1名配置している。

第1表 有資格者数（令和3年8月1日現在）

	有資格者数（人）	
	高速実験炉部	大洗研究所（北地区） 及び同所（南地区）
原子炉主任技術者	4	11
放射線取扱主任者（第1種）	19	107
核燃料取扱主任者	6	21
技術士（原子力・放射線部門）	6	11



第1図 大洗研究所（南地区）原子炉施設の管理組織（令和3年8月1日現在）