

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の新旧対比表
（既許可と今回申請（第1～4回補正の内容を反映）の比較）

【資料名】

- (1) 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）の新旧対比表【本文（図表を除く）】
- (2) 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）の新旧対比表【本文（図表）】
- (3) 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）の新旧対比表【申請書添付参考図面】
- (4) 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）の新旧対比表【添付書類二】
- (5) 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）の新旧対比表【添付書類四】
- (6) 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）の新旧対比表【添付書類六（地盤、地震を除く）】
- (7) 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）の新旧対比表【添付書類八（図表を除く）】
- (8) 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）の新旧対比表【添付書類八（表）】
- (9) 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）の新旧対比表【添付書類八（図）】
- (10) 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）の新旧対比表【添付書類九】
- (11) 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）の新旧対比表【添付書類十】

なお、以下については、対比表作成の対象外とした。

- ・添付書類一：既許可から変更なし
- ・添付書類三：本申請の資金等に関する書類であり、既許可と対比する内容がない。
- ・添付書類五：本申請の技術的能力等に関する書類であり、既許可と対比する内容がない。
- ・添付書類六（地盤、地震）：ほぼ全ての内容が新規作成である。
- ・添付書類七：地図の変更に関する書類である。
- ・添付書類十一：全ての内容が新規作成である。

以 上

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）の新旧対比表
【本文（図表を除く）】

変更前	変更後
<p>3. 原子炉の型式、熱出力及び基数</p> <p>熱出力 <u>140MW</u></p> <p>4. 原子炉を設置する事業所の名称及び所在地</p> <p>事業所の所在地 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番</p> <p>5. 原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ. 原子炉施設の位置</p> <p>(イ) 敷地の面積及び形状</p> <p><u>原子炉施設の位置は独立行政法人日本原子力研究開発機構が所有する土地からなる茨城県東茨城郡大洗町成田町の大洗研究開発センター（南地区）敷地（約 160 万 m²）内にある。</u></p> <p><u>本敷地は水戸市の南南東約 14 km に位置し、大洗研究開発センター（北地区）と共用している。敷地及びその周辺は、海拔 40 m 前後の比較的平坦な山林及び畑地である。原子炉施設の設置位置から、これらの両敷地を含む区域境界までの距離は約 700 m である。ただし、本施設の東方は約 200 m に国道 51 号線が通っており、県有地である海岸が太平洋に面している。</u></p> <p><u>なお、本施設の北方約 700m に北門、南方約 900m に南門を設置している。</u></p> <p>(ロ) 敷地内における主要な原子炉施設の位置</p> <p><u>大洗研究開発センター（南地区）敷地内には、本原子炉中心より南方約 640 m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、本原子炉の西方約 620 m の位置及び約 640 m の位置にはそれぞれ大洗研究開発センター（北地区）の材料試験炉及び高温工学試験研究炉がある。</u></p> <p>ロ. 原子炉施設の一般構造</p> <p>(イ) 耐震構造</p> <p><u>原子炉施設の耐震構造は原則として、次の耐震設計方針に基づいて設計される。</u></p> <p><u>(1) 原子炉施設は、原則として剛構造あるいは強靱な構造とする。</u></p> <p><u>(2) 原子炉施設は、重要度により次のように分類し、それぞれの重要度に応じた耐震仕様を満たす構造とする。</u></p>	<p>3. <u>試験研究用等</u>原子炉の型式、熱出力及び基数</p> <p>熱出力 <u>100MW</u></p> <p>4. <u>試験研究用等</u>原子炉を設置する事業所の名称及び所在地</p> <p>事業所の所在地 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ. 試験研究用等原子炉施設の位置</p> <p>(1) 敷地の面積及び形状</p> <p><u>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。</u></p> <p>(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</p> <p><u>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。</u></p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(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。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>A s クラス</u> <u>格納施設、制御棒及び同駆動機構などのように、Aクラスのうち特に安全対策上緊要な施設。</u></p> <p><u>A クラス</u> <u>その機能喪失が原子炉事故をひき起す可能性のある施設、及び周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設。</u></p> <p><u>B クラス</u> <u>高放射性物質に関連するA s及びAクラス以外の施設。</u></p> <p><u>C クラス</u> <u>A s、A及びBクラス以外の施設。</u></p>	<p><u>Sクラス</u> <u>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。）</u></p> <p><u>Bクラス</u> <u>安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</u></p> <p><u>Cクラス</u> <u>Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</u></p>
<p><u>(3) A s及びAクラスの建物・構築物は、建築基準法で定められた震度の3倍、またはその基盤底面における最大加速度0.15Gの地震動による動的解析の結果から得られた値のいずれか厳しい値に対して安全であるような構造とする。</u></p> <p><u>また、A s及びAクラスの機器配管類は、その支持建物・構築物の据付位置の震度の1.2倍、または0.15Gの地震動による動的解析の結果のいずれか厳しい値に対して安全であるような構造とする。</u></p> <p><u>B及びCクラスの建物・構築物は、建築基準法で定められた震度のそれぞれ1.5倍及び1.0倍の値、またB及びCクラスの機器配管類は、それぞれ1.8倍及び1.2倍の値に対して安全であるような構造とする。</u></p> <p><u>(4) A sクラスの施設については、最大加速度0.15Gの地震動の1.5倍の仮想地震に対しても、その機能に損傷が起らないような構造とする。</u></p> <p><u>なお、原子炉施設のうちMK-Ⅲ炉心への変更に係る原子炉本体及び原子炉冷却系統施設並びに第二使用済燃料貯蔵施設の建物及び特に重要な機器については、耐震上の重要度をA sクラスとし、その耐震構造は当該施設の設計用最強地震（基準地震動S1）による地震力、または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐え、さらに、当該施設の設計用限界地震（基準地震動S2）による地震力に対してその安全機能保持ができる設計とする。</u></p>	<p><u>(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。</u></p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(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耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）」における基準地震動S₁を踏まえ、工学的判断から、基準地震動に0.5を乗じて設定する。</u></p>
<p><u>(ロ) その他の主要な構造</u></p> <p><u>原子炉施設のうち、主要な施設である原子炉建物は剛強な鉄筋コンクリート基礎により、良質な地盤に支持させる。</u></p>	<p><u>(2) 耐津波構造</u></p> <p><u>(省略)</u></p> <p><u>(3) その他の主要な構造</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. ～m.</u></p> <p><u>(省略)</u></p> <p><u>第1図 基準地震動S_sの応答スペクトル(NS成分) (省略)</u></p> <p><u>第2図 基準地震動S_sの応答スペクトル(EW成分) (省略)</u></p> <p><u>第3図 基準地震動S_sの応答スペクトル(UD成分) (省略)</u></p> <p><u>第4図 基準地震動S_s-Dの時刻歴波形 (省略)</u></p>

変更前	変更後																								
<p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>原子炉本体は燃料、制御棒よりなる炉心、これを囲む反射体及び遮へい集合体、これらを支持する炉心構造物等を円筒状の鋼製原子炉容器に納めたものである。原子炉容器の上部には回転プラグがあり、また、外周には遮へいグラファイト並びに生体遮へいがある。</p> <p>(イ) 炉心</p> <p>本原子炉の炉心は、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。MK-II炉心には、制御棒対称配置炉心及び制御棒非対称配置炉心がある。）へと変更されてきたが、更に変更を加えた照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）について以下に記述する。なお、MK-II炉心からMK-III炉心への変更は段階的に行うこととする（以下、この期間の炉心を「移行炉心」という。）。</p> <p>(1) 構造</p> <p>MK-III炉心は、六角形の燃料集合体、制御棒、反射体、遮へい集合体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なる。</p> <p>主要寸法は次のとおりとする。</p> <table border="0" data-bbox="356 1302 949 1659"> <tr> <td>炉心燃料領域高さ</td> <td>約 50cm</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料領域等価直径</td> <td>約 <u>80cm</u></td> </tr> <tr> <td>軸方向反射体領域等価厚さ</td> <td></td> </tr> <tr> <td> 上部</td> <td>約 30cm</td> </tr> <tr> <td> 下部</td> <td>約 38cm</td> </tr> <tr> <td><u>半径方向反射体領域等価厚さ</u></td> <td><u>約 23cm</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td><u>(最小)</u></td> </tr> <tr> <td>半径方向遮へい集合体領域厚さ</td> <td>約 13cm</td> </tr> </table>	炉心燃料領域高さ	約 50cm	炉心燃料領域等価直径	約 <u>80cm</u>	軸方向反射体領域等価厚さ		上部	約 30cm	下部	約 38cm	<u>半径方向反射体領域等価厚さ</u>	<u>約 23cm</u>		<u>(最小)</u>	半径方向遮へい集合体領域厚さ	約 13cm	<p>第5図 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>第6図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>第7図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>第8図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>第9図 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>第10図 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形 (省略)</p> <p>ハ、原子炉本体の構造及び設備</p> <p>原子炉本体は、燃料体（試験用燃料体を含む。）、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。</p> <p>(i) 構造</p> <p>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。</p> <table border="0" data-bbox="1632 1302 2226 1470"> <tr> <td>炉心燃料領域高さ</td> <td>約 50cm</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料領域等価直径（最大）</td> <td>約 <u>78cm</u></td> </tr> <tr> <td>軸方向反射体領域等価厚さ</td> <td>上部 約 30cm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>下部 約 38cm</td> </tr> </table> <p>半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm</p> <p>半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm</p> <p>(ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量</p> <p>a. 最高燃焼度</p> <p>(a) 炉心燃料集合体</p> <p>燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料要素最高燃焼度」という。）は、90,000MWd/t とする。</p> <p>(b) 照射燃料集合体</p> <p>燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。</p>	炉心燃料領域高さ	約 50cm	炉心燃料領域等価直径（最大）	約 <u>78cm</u>	軸方向反射体領域等価厚さ	上部 約 30cm		下部 約 38cm
炉心燃料領域高さ	約 50cm																								
炉心燃料領域等価直径	約 <u>80cm</u>																								
軸方向反射体領域等価厚さ																									
上部	約 30cm																								
下部	約 38cm																								
<u>半径方向反射体領域等価厚さ</u>	<u>約 23cm</u>																								
	<u>(最小)</u>																								
半径方向遮へい集合体領域厚さ	約 13cm																								
炉心燃料領域高さ	約 50cm																								
炉心燃料領域等価直径（最大）	約 <u>78cm</u>																								
軸方向反射体領域等価厚さ	上部 約 30cm																								
	下部 約 38cm																								

変更前	変更後
<p>(2) <u>燃料体の最大挿入量</u></p> <p>燃料集合体の最大個数 <u>85</u> 体</p> <p><u>ただし、移行炉心における燃料集合体の最大個数は、炉心燃料領域核分裂性物質量がM K-III炉心におけるそれを超えない範囲とする。</u></p> <p><u>また、照射燃料集合体は、内側燃料領域、外側燃料領域に装荷される。</u></p> <p><u>燃料集合体の種類毎の最大個数を第1表に示す。</u></p> <p>炉心燃料領域核分裂性物質質量 <u>約 270 kg</u></p> <p>²³⁹Pu+²⁴¹Pu 約 <u>160</u> kg</p> <p>²³⁵U 約 <u>110</u> kg</p> <p>熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量</p> <p>天然ウラン 約 1 kg</p> <p>劣化ウラン 約 50 kg</p> <p>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。<u>ただし、FFDL試験用要素を装填したB型照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、I型、II型、III型またはIV型特殊燃料要素を装填したB型照射燃料集合体のその最大の10%を超えないものとする。</u></p> <p>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を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>(3) 主要な核的制限値</p> <p>最大過剰反応度 <u>0.045</u> Δk/k 以下</p> <p><u>ただし、移行炉心においては 0.055 Δk/k 以下とする。</u></p> <p>(4) 主要な熱的制限値</p>	<p><u>III型及びIV型特殊燃料要素 130,000MWd/t</u></p> <p><u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>A型照射燃料集合体装填時 150,000MWd/t</u></p> <p><u>B型照射燃料集合体装填時 200,000MWd/t</u></p> <p><u>D型照射燃料集合体装填時 200,000MWd/t</u></p> <p><u>先行試験用要素 200,000MWd/t</u></p> <p><u>基礎試験用要素 200,000MWd/t</u></p> <p><u>A型用炉心燃料要素 90,000MWd/t</u></p> <p><u>限界照射試験用補助要素 130,000MWd/t</u></p> <p>b. <u>最大挿入量</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>燃料集合体の最大個数 <u>79</u> 体</p> <p><u>炉心燃料集合体の最大個数 79 体</u></p> <p><u>照射燃料集合体の最大個数 4 体</u></p> <p>炉心燃料領域核分裂性物質質量 <u>(最大)</u></p> <p>²³⁹Pu+²⁴¹Pu 約 <u>150</u>kg</p> <p>²³⁵U 約 <u>100</u>kg</p> <p>熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 <u>(最大)</u></p> <p>天然ウラン 約 1kg</p> <p>劣化ウラン 約 50kg</p> <p>照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、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。</p> <p>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を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>(iii) 主要な核的制限値</p> <p>最大過剰反応度 <u>0.035</u> Δk/k 以下</p> <p>(iv) 主要な熱的制限値</p> <p><u>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</u></p>

変更前	変更後
<p>(a) 炉心燃料集合体 (省略)</p> <p>(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（<u>高線出力試験または</u>先行試験に使用するB型照射燃料集合体にあつては、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。</p> <p>(c) 照射用実験装置 (省略)</p> <p style="text-align: center;"><u>第1表～第2表 (省略)</u></p> <p>(v) 燃料体 <u>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とする。</u> <u>MK-Ⅲ炉心に用い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種類とする。ただし、移行炉心に用いる炉心燃料集合体は、外側燃料集合体並びにMK-Ⅱ炉心の炉心燃料集合体であるJ1燃料集合体及びJ2燃料集合体の3種類とする。</u> <u>また、出力分布等の炉内核熱特性測定試験を行う場合にあつては、核特性測定用要素を装填した炉心燃料集合体を使用する。</u> <u>MK-Ⅲ炉心の照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発、高速炉用燃料の設計精度の向上及び破損燃料集合体検出装置（以下「FFDL」という。）の性能確認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種類とする。</u></p> <p>(1) 燃料材の種類 (省略)</p> <p>(2) 被覆材の種類 (省略)</p> <p>(3) 燃料要素の構造 (a) 炉心燃料集合体 <u>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（内側及び外側の2種類とする。）及び燃料材のない核特性測定用要素の3種類とする。</u> <u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p>a. 炉心燃料集合体 (変更なし)</p> <p>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あつては、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。</p> <p>c. 照射用実験装置 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;"><u>第1表～第2表 (省略)</u></p> <p>(2) 燃料体 <u>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。</u> <u>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。</u> <u>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。</u></p> <p>(i) 燃料材の種類 (変更なし)</p> <p>(ii) 被覆材の種類 (変更なし)</p> <p>(iii) 燃料要素の構造 a. 炉心燃料集合体 <u>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。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>核特性測定用要素は、円筒形のステンレス鋼の被覆管にダミーペレット、モニタ等</u> <u>挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。</u></p> <p>主要仕様は第3表のとおりである。</p> <p>(b) 照射燃料集合体</p> <p><u>照射燃料集合体の燃料要素は、I～IV型特殊燃料要素、I～IV型限界照射試験用要素、炭化物試験用要素、窒化物試験用要素、高線出力試験用要素、FFDL試験用要素（スリット付及びスリットなしの2種類とする。）、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18種類とする。</u></p> <p>これら燃料要素は、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挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。</p> <p><u>ただし、FFDL試験用要素（スリット付）にあつては、被覆管にスリット加工を施し、スリット部をシール材でシールした構造とする。</u></p> <p><u>主要仕様は第3表のとおりである。</u></p> <p>(4) 燃料集合体の構造</p> <p>(a) 炉心燃料集合体</p> <p><u>炉心燃料集合体の構造は、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で構成する。また、炉心燃料要素は、スパイラルワイヤを巻いた燃料要素を正三角格子状に配置し、ラップ管内に納める。</u></p> <p><u>なお、炉内核熱特性測定試験を行う場合にあつては、核特性測定用要素を装填する。</u></p> <p>主要仕様は第4表のとおりである。</p> <p>(b) 照射燃料集合体</p> <p><u>照射燃料集合体の構造は、炉心燃料集合体と同様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で構成する。</u></p> <p>照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。</p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（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<u>組み合わせ</u>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p><u>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。上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等により、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。</u></p> <p>主要仕様は第3表のとおりである。</p> <p>b. 照射燃料集合体</p> <p><u>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。</u></p> <p>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挿入し、その被覆管の両端を密封した構造とする。</p> <p>(iv) 燃料集合体の構造</p> <p>a. 炉心燃料集合体</p> <p><u>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。</u></p> <p>b. 照射燃料集合体</p> <p><u>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。</u></p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（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<u>組合せ</u>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。</p> <p>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。</p> <p>B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。</p> <p>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。</p>

変更前	変更後
<p>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。</p> <p>照射燃料集合体の構造は<u>下記のとおりとする</u>。</p> <p>また、主要仕様を第4表に示す。</p> <p>(i) A型照射燃料集合体</p> <p>A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、<u>スパイラルワイヤ</u>を巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>試料部は、燃料要素7本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、α型又はβ型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>(ii) B型照射燃料集合体 (省略)</p> <p>(iii) C型照射燃料集合体 (省略)</p> <p>(iv) D型照射燃料集合体 (省略)</p> <p><u>(5) 最高燃焼度</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第3表～第4表 (省略)</u></p> <p>(A) 減速材及び反射材の種類</p> <p>(1) 減速材 なし (省略)</p> <p>(2) 反射材</p> <p><u>MK-III炉心の</u>反射材は、半径方向反射体領域を構成する反射体、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<u>と</u>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<u>また</u>は下部に配置する。また、炉心材料を照射する材料照射用反射体は、燃料集合体装荷位置に装荷し、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。</p> <p>(a) 反射体</p> <p>外形 炉心燃料集合体と同じ 材料 ステンレス鋼</p> <p>(b) 材料照射用反射体</p>	<p>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。</p> <p>照射燃料集合体の構造は<u>を以下に示す</u>。また、主要仕様を第4表に示す。</p> <p>(a) A型照射燃料集合体</p> <p>A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、<u>ワイヤスペーサ</u>を巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>試料部は、燃料要素7本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、α型又はβ型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>(b) B型照射燃料集合体 (変更なし)</p> <p>(c) C型照射燃料集合体 (変更なし)</p> <p>(d) D型照射燃料集合体 (変更なし)</p> <p><u>(削除)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第3表～第4表 (省略)</u></p> <p>(3) 減速材及び反射材の種類</p> <p>(i) 減速材 (変更なし)</p> <p>(ii) 反射材</p> <p>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<u>から構成</u>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<u>又は</u>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。<u>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。</u>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。</p> <p>a. <u>内側</u>反射体</p> <p>外形 炉心燃料集合体と同じ 材料 ステンレス鋼</p> <p>b. <u>外側</u>反射体(A)</p> <p>外形 炉心燃料集合体と同じ 材料 ステンレス鋼</p> <p>c. <u>材料照射用</u>反射体</p>

変更前		変更後	
外形	炉心燃料集合体に同じ	外形	炉心燃料集合体に同じ
材料	ステンレス鋼及び <u>原子炉構成部品用材料</u>	材料	ステンレス鋼及び <u>照射用試験片（原子力材料）</u>
<u>(c) 遮へい集合体</u>		<u>d. 遮へい集合体</u>	
外形	炉心燃料集合体に同じ	外形	炉心燃料集合体に同じ
材料	<u>炭化ほう素及びステンレス鋼</u>	材料	<u>ステンレス鋼及び炭化ほう素</u>
<u>(三) 原子炉容器</u>		<u>(4) 原子炉容器</u>	
<u>(1) 構造</u>		<u>(i) 構造</u>	
<u>a) 構造</u>	<u>円筒形の胴部に半球形の底部を付した鋼製容器に所要ノズルを取付けた構造である。</u>	<u>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。</u>	
<u>b) 主要寸法</u>		主要寸法	
内径	約 3.6 m	内径	約 3.6m
全高	約 10 m	全高	約 10m
<u>c) 材料</u>	ステンレス鋼	<u>主要材料</u>	ステンレス鋼
<u>d) 主要ノズル及びその取付位置</u>		主要ノズル及びその取付位置	
冷却材入口ノズル	下部 2コ	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コ	冷却材出口ノズル	胴上部 2箇所
<u>e) 支持方法</u>	上端フランジ部にて支持し、 <u>下部</u> には <u>横振防止機構</u> を設けて支持する。	支持方法	上部フランジにて支持し、 <u>底部</u> には <u>同心円筒振止め構造のスカート</u> を設けて支持する。
<u>(2) 最高使用圧力及び最高使用温度</u>		<u>(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度</u>	
圧力	<u>7.2 kg/cm² g</u>	最高使用圧力	<u>7.2kg/cm²[gage] (約 0.71Mpa[gage])</u>
温度	<u>550 °C</u>	最高使用温度	<u>550°C</u>
<u>(ホ) 放射線遮へい体の構造</u>		<u>(5) 放射線遮蔽体の構造</u>	
<u>(1) 構造</u>		<u>(i) 構造</u>	
<u>a) 構造</u>	<u>炉容器上部は回転プラグにより遮へいする。半径方向は炉容器外部のグラファイト、生体遮へいコンクリート壁により遮へいする。</u>	<u>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。</u>	
<u>b) 主要寸法</u>		<u>a. 回転プラグ</u>	
回転プラグ		直径	約 4.7m
直径	約 4.7 m	厚さ	約 2.5m
厚さ	約 2.5 m	主要材料	<u>ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト</u>
材質	<u>グラファイト及び鋼</u>	<u>b. 遮へいグラファイト</u>	
<u>炉容器外周の遮へい体</u>		グラファイト厚さ	約 1m
グラファイト厚さ	約 1 m	<u>c. 生体遮へい体</u>	
コンクリート厚さ	約 1 m	コンクリート厚さ	約 1m
<u>(ハ) その他の主要な事項</u>		<u>(6) その他の主要な事項</u>	

変更前	変更後
<p><u>核特性、炉心構造物の流力特性、燃料の照射特性については、試験研究を行って確認する。</u></p> <p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p><u>所外から搬入された新燃料（未使用の増殖炉心用炉心燃料集合体等、MK-Ⅱ炉心用炉心燃料集合体等及びMK-Ⅲ炉心用炉心燃料集合体等をいう。以下同じ。）は、原子炉附属建物内の新燃料貯蔵設備内で検査された後、原子炉附属建物内の新燃料貯蔵設備に貯蔵されるほか、第一使用済燃料貯蔵建物内の新燃料貯蔵設備に運搬され、貯蔵される。新燃料の装荷の時は、原子炉附属建物内の新燃料貯蔵設備から燃料取扱用キャスカーによりトランスファロータに入れられ、次に燃料出入機により炉内燃料貯蔵ラックに運ばれる。炉内燃料貯蔵ラックから炉心へは燃料交換機で装荷される。</u></p> <p><u>使用済燃料（増殖炉心において使用した炉心燃料集合体等、MK-Ⅱ炉心において使用した炉心燃料集合体等及びMK-Ⅲ炉心において使用した炉心燃料集合体等。以下同じ。）の貯蔵設備は、原子炉附属建物内使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵施設（第一使用済燃料貯蔵建物及び同建物内使用済燃料貯蔵設備）及び第二使用済燃料貯蔵施設（第二使用済燃料貯蔵建物及び同建物内使用済燃料貯蔵設備）よりなる。</u></p> <p><u>使用済燃料は上記手順の逆の方法で、燃料交換機により炉心から取出され、炉内燃料貯蔵ラックに入れられ 60 日以上冷却される。次に燃料出入機によりトランスファロータに運ばれ、さら</u></p>	<p><u>(i) 炉心構造物の構造</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに、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。</u></p> <p><u>a. ～ e.</u></p> <p><u>(省略)</u></p> <p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p><u>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おいては、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。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>に燃料取扱用キャスクカーにより原子炉附属建物内使用済燃料貯蔵設備に運ばれ、水冷却池で貯蔵される。ここで貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて検査または解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属建物内の水冷却池あるいは第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に運搬されるか、または原子炉附属建物内の水冷却池から直接第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池、あるいは第二使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に運搬され貯蔵される。</u></p> <p><u>さらに、第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じ、第二使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に運搬され貯蔵される。なお、第二使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に貯蔵される使用済燃料及び使用済反射体等は、原子炉附属建物内の水冷却池あるいは第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池で1年以上冷却貯蔵されたものとする。</u></p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>(1) 構造</p> <p><u>核燃料物質取扱設備は、燃料取扱用キャスクカー、燃料出入機、燃料交換機などの燃料移送装置及びナトリウム洗浄装置などからなり、炉容器内における燃料の交換、炉容器への出入操作及び使用済燃料の洗浄、缶詰及び貯蔵の操作は原子炉停止中に行う。</u></p> <p>(2) 主要装置</p> <p><u>燃料交換機</u> <u>燃料出入機</u> <u>トランスファロータ</u> <u>燃料取扱用キャスクカー</u> <u>ナトリウム洗浄装置</u> <u>燃料集合体缶詰装置</u></p>	<p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷される。</u></p> <p><u>使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。）。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u></p>

変更前	変更後
<p>(v) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力</p> <p>(1) 新燃料貯蔵設備</p> <p>a) 構造</p> <p><u>新燃料は、原子炉附属建物内の独立した区画及び第一使用済燃料貯蔵建物内の独立した区画に設けられた新燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内貯蔵ラックがある。</u></p> <p>b) 貯蔵能力</p> <p>原子炉附属建物内新燃料検査貯蔵室 新燃料集合体 70 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物内新燃料貯蔵室 新燃料集合体 64 体</p> <p>炉内貯蔵ラック 燃料集合体 約 27 体 (使用済燃料と合せての貯蔵能力である)</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>a) 構造</p> <p><u>使用済燃料は、原子炉附属建物内、第一使用済燃料貯蔵建物内及び第二使用済燃料貯蔵建物内のそれぞれ独立した区画に設けられた使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。</u> <u>それぞれの使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック、冷却設備等よりなる。この他に一時的な中継貯蔵設備として炉内貯蔵ラックがある。</u></p> <p>b) 貯蔵能力</p> <p>原子炉附属建物内水冷却池 使用済燃料集合体 200 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物内水冷却池 使用済燃料集合体 600 体</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物内水冷却池 使用済燃料集合体 350 体</p> <p>炉内貯蔵ラック 燃料集合体 約 27 体 (新燃料と合せての貯蔵能力である)</p>	<p><u>蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。</u></p> <p>(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力</p> <p><u>原子炉施設には、燃料集合体等を貯蔵するための核燃料物質貯蔵設備を設ける。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。</u></p> <p>(i) 新燃料貯蔵設備</p> <p>a. 構造</p> <p><u>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。</u></p> <p>b. 貯蔵能力</p> <p>原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備 新燃料 70 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備 新燃料 64 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック 燃料集合体 約 27 体 (使用済燃料と合せての貯蔵能力)</p> <p>(ii) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>a. 構造</p> <p><u>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。</u> <u>使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するとともに、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により熔融しないように、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。</u></p> <p>b. 貯蔵能力</p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料 200 体</p> <p>第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料 600 体</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料 350 体</p> <p>炉内燃料貯蔵ラック 燃料集合体 約 27 体 (新燃料と合せての貯蔵能力)</p>

変更前	変更後																																																				
<p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>原子炉冷却系統施設は、<u>1次冷却系設備、2次冷却系設備及びその他の設備よりなり、炉心の発生熱を除去する。</u></p> <p>(イ) <u>1次冷却系設備</u></p> <p><u>1次冷却系設備は二つの回路よりなり、それぞれの回路には主循環ポンプを有し、1次冷却材は原子炉で加熱されたのち主中間熱交換器に入り、ここで2次冷却材と熱交換を行い、再び原子炉に還流する。なお、MK-III炉心にあつては、除熱性能を向上させた主中間熱交換器を用いる。</u></p> <p>(1) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(2) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p><u>a. 主中間熱交換器</u></p> <table border="0"> <tr><td>型 式</td><td>たて置シェルアンドチューブ型</td></tr> <tr><td><u>台 数</u></td><td>2</td></tr> <tr><td>容 量</td><td><u>70 MW/基</u></td></tr> <tr><td>使 用 材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p><u>b. 主循環ポンプ</u></p> <table border="0"> <tr><td>型 式</td><td>たて軸自由液面型遠心式</td></tr> <tr><td><u>台 数</u></td><td>2</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 <u>1.35×10⁶ kg/h/基</u></td></tr> <tr><td>揚 程</td><td>約 60 mNa</td></tr> </table> <p><u>c. 配 管</u></p> <table border="0"> <tr><td>材 質</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>外 径 寸 法</td><td>約 510 mm (原子炉容器出口配管) 主要な配管は2重管とする</td></tr> </table> <p>(3) 冷却材の温度及び圧力</p> <table border="0"> <tr><td><u>原子炉容器出口における温度</u></td><td>約 <u>500 °C*</u> (定格出力時)</td></tr> <tr><td><u>原子炉容器入口における温度</u></td><td>約 250～約 350°C</td></tr> <tr><td><u>原子炉容器入口における圧力</u></td><td>約 <u>5 kg/cm²g</u> (定格出力時)</td></tr> </table> <p>* : 原子炉容器入口温度約 350°Cにおける値である。</p> <p>(ロ) <u>2次冷却系設備</u></p>	型 式	たて置シェルアンドチューブ型	<u>台 数</u>	2	容 量	<u>70 MW/基</u>	使 用 材 料	ステンレス鋼	型 式	たて軸自由液面型遠心式	<u>台 数</u>	2	容 量	約 <u>1.35×10⁶ kg/h/基</u>	揚 程	約 60 mNa	材 質	ステンレス鋼	外 径 寸 法	約 510 mm (原子炉容器出口配管) 主要な配管は2重管とする	<u>原子炉容器出口における温度</u>	約 <u>500 °C*</u> (定格出力時)	<u>原子炉容器入口における温度</u>	約 250～約 350°C	<u>原子炉容器入口における圧力</u>	約 <u>5 kg/cm²g</u> (定格出力時)	<p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>原子炉冷却系統施設は、<u>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。</u></p> <p>(1) <u>一次冷却設備</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(i) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p><u>a. 主中間熱交換器</u></p> <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>たて置シェルアンドチューブ型</td></tr> <tr><td><u>基数</u></td><td><u>2基</u></td></tr> <tr><td>容量</td><td><u>50MW/基</u></td></tr> <tr><td>使用材料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p><u>b. 1次主循環ポンプ</u></p> <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>たて軸自由液面型遠心式</td></tr> <tr><td><u>基数</u></td><td><u>2基</u></td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 <u>1,350t/h/基</u></td></tr> <tr><td>揚程</td><td>約 60mNa</td></tr> </table> <p><u>c. 配管</u></p> <table border="0"> <tr><td>材質</td><td>ステンレス鋼</td></tr> <tr><td>外径寸法</td><td>約 510mm (原子炉容器出口配管) 主要な配管は2重管とする。</td></tr> </table> <p>(iii) 冷却材の温度及び圧力</p> <table border="0"> <tr><td><u>原子炉出口冷却材温度</u></td><td>約 <u>456 °C*</u></td></tr> <tr><td><u>原子炉入口冷却材温度</u></td><td>約 250～約 350°C</td></tr> <tr><td><u>原子炉入口冷却材圧力</u></td><td>約 <u>5kg/cm²[gage]</u> (約 0.49Mpa[gage])</td></tr> </table> <p>* : 原子炉入口冷却材温度約 350°Cにおける値である。</p> <p>(2) <u>二次冷却設備</u></p>	型式	たて置シェルアンドチューブ型	<u>基数</u>	<u>2基</u>	容量	<u>50MW/基</u>	使用材料	ステンレス鋼	型式	たて軸自由液面型遠心式	<u>基数</u>	<u>2基</u>	容量	約 <u>1,350t/h/基</u>	揚程	約 60mNa	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。	<u>原子炉出口冷却材温度</u>	約 <u>456 °C*</u>	<u>原子炉入口冷却材温度</u>	約 250～約 350°C	<u>原子炉入口冷却材圧力</u>	約 <u>5kg/cm²[gage]</u> (約 0.49Mpa[gage])
型 式	たて置シェルアンドチューブ型																																																				
<u>台 数</u>	2																																																				
容 量	<u>70 MW/基</u>																																																				
使 用 材 料	ステンレス鋼																																																				
型 式	たて軸自由液面型遠心式																																																				
<u>台 数</u>	2																																																				
容 量	約 <u>1.35×10⁶ kg/h/基</u>																																																				
揚 程	約 60 mNa																																																				
材 質	ステンレス鋼																																																				
外 径 寸 法	約 510 mm (原子炉容器出口配管) 主要な配管は2重管とする																																																				
<u>原子炉容器出口における温度</u>	約 <u>500 °C*</u> (定格出力時)																																																				
<u>原子炉容器入口における温度</u>	約 250～約 350°C																																																				
<u>原子炉容器入口における圧力</u>	約 <u>5 kg/cm²g</u> (定格出力時)																																																				
型式	たて置シェルアンドチューブ型																																																				
<u>基数</u>	<u>2基</u>																																																				
容量	<u>50MW/基</u>																																																				
使用材料	ステンレス鋼																																																				
型式	たて軸自由液面型遠心式																																																				
<u>基数</u>	<u>2基</u>																																																				
容量	約 <u>1,350t/h/基</u>																																																				
揚程	約 60mNa																																																				
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。																																																				
<u>原子炉出口冷却材温度</u>	約 <u>456 °C*</u>																																																				
<u>原子炉入口冷却材温度</u>	約 250～約 350°C																																																				
<u>原子炉入口冷却材圧力</u>	約 <u>5kg/cm²[gage]</u> (約 0.49Mpa[gage])																																																				

変更前	変更後
<p><u>2次冷却系設備は、主中間熱交換器を介して1次冷却材と熱交換を行い、1次冷却材からの伝達熱を空冷式主冷却機により大気に放散させる閉回路である。なお、MK-III炉心にあつては、除熱性能を向上させた主冷却機を用いる。</u></p>	<p><u>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。</u></p>
<p>(1) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>(2) 主要な機器の個数及び構造</p> <p> a) 主冷却機</p> <p> 型式 フィン付空冷多管式</p> <p> 台数 2 式</p> <p> 容量 <u>70 MW/式</u></p> <p> b) 主循環ポンプ</p> <p> 型式 たて軸自由液面型遠心式</p> <p> 台数 2</p> <p> 容量 <u>約 1.2×10⁶ kg/h/基</u></p> <p> 揚程 約 40 mNa</p> <p> c) 配管</p> <p> 材質 低合金鋼（2 1/4Cr-1Mo 鋼）</p> <p> 外径寸法 約 320 mm（主中間熱交換器出入口配管）</p>	<p>(i) 冷却材の種類</p> <p> 液体ナトリウム</p> <p>(ii) 主要な機器の個数及び構造</p> <p> a. 主冷却機</p> <p> 型式 フィン付空冷多管式</p> <p> 基数 2 式 <u>(2 基/式)</u></p> <p> 容量 <u>50MW/式</u></p> <p> b. 2次主循環ポンプ</p> <p> 型式 たて軸自由液面型遠心式</p> <p> 基数 2 基</p> <p> 容量 <u>約 1,200t/h/基</u></p> <p> 揚程 約 40mNa</p> <p> c. 配管</p> <p> 材質 低合金鋼（2・1/4Cr-1Mo 鋼）</p> <p> 外径寸法 約 320mm（主中間熱交換器出入口配管）</p>
<p>(h) 非常用冷却設備</p>	<p><u>(3) 非常用冷却設備</u></p>
<p><u>補助冷却設備は、冷却系設備がその機能を喪失した場合に炉心を冷却するための設備である。この設備は補助冷却1次系、補助冷却2次系、補助冷却中間熱交換器並びに空冷式の補助冷却系冷却機などよりなる。</u></p>	<p><u>(省略)</u></p>
<p><u>(1) 補助冷却1次系</u></p>	<p><u>(4) その他の主要な事項</u></p>
<p><u>補助冷却1次系は循環ポンプを有する。冷却材は原子炉を冷却したのち補助冷却中間熱交換器に入り、ここで補助冷却2次系の冷却材と熱交換を行い、再び原子炉に還流する。</u></p>	<p><u>その他の主要な設備として次のものを設ける。</u></p>
<p>a) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p>	<p><u>(i) 補助冷却設備</u></p>
<p>b) 主要機器及び管の個数及び構造</p>	<p><u>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。</u></p>
<p>① 補助冷却中間熱交換器</p>	<p><u>a. 1次補助冷却系</u></p>
<p> 型式 たて置シェルアンドチューブ型</p>	<p><u>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。</u></p>
<p> 台数 1</p>	<p><u>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。</u></p>
<p> 容量 約 2.6 MW</p>	<p><u>(a) 冷却材の種類</u></p>
	<p> 液体ナトリウム</p>
	<p><u>(b) 主要機器及び管の個数及び構造</u></p>
	<p>① 補助中間熱交換器</p>
	<p> 型式 たて置シェルアンドチューブ型</p>
	<p> 基数 1 基</p>
	<p> 容量 約 2.6MW</p>

	変更前		変更後
使用材料 ② 循環ポンプ 型式 <u>台数</u> 容量 ③ 配管 材質 外径寸法	ステンレス鋼 電磁式 1 <u>約 5.6×10⁴ kg/h</u> ステンレス鋼 約 110 mm (原子炉容器出入口配管)	<p><u>(2) 補助冷却2次系</u> 補助冷却2次系は、補助冷却中間熱交換器を介して1次冷却材と熱交換を行い、1次冷却材からの伝達熱を空冷式の冷却器により大気に放出させる閉回路である。</p> <p>a) 冷却材の種類 液体ナトリウム</p> <p>b) 主要な機器の個数及び構造</p> <p>① <u>冷却器</u> 型式 フィン付空冷多管式 <u>台数</u> 1 容量 約 2.6 MW</p> <p>② 循環ポンプ 型式 電磁式 <u>台数</u> 1 容量 <u>約 5.6×10⁴ kg/h</u></p> <p>③ 配管 材質 低合金鋼 (2 $\frac{1}{4}$ Cr - 1 Mo 鋼) 外径寸法 約 90 mm (補助冷却中間熱交換器出入口配管)</p>	使用材料 ステンレス鋼 ② 循環ポンプ 型式 電磁式 <u>基数</u> 1基 容量 <u>約 56t/h</u> 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)
<p><u>(二) その他の主要な事項</u> <u>その他の主要な設備として次のものを設ける。</u></p> <p>a) <u>冷却材ナトリウム純化設備</u> <u>1次冷却設備及び2次冷却設備のおおのにおに冷却材ナトリウムの純化のため、コールドトラップを設ける。1次冷却設備用コールドトラップは窒素冷却とし、2次冷却設備用コールドトラップは空気冷却とする。</u></p>	<p><u>b. 2次補助冷却系</u> <u>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。</u></p> <p><u>(a) 冷却材の種類</u> 液体ナトリウム</p> <p><u>(b) 主要な機器の個数及び構造</u></p> <p>① <u>補助冷却機</u> 型式 フィン付空冷多管式 <u>基数</u> 1基 容量 約 2.6MW</p> <p>② 循環ポンプ 型式 電磁式 <u>基数</u> 1基 容量 <u>約 56t/h</u></p> <p>③ 配管 材質 低合金鋼 (2・$\frac{1}{4}$Cr-1Mo 鋼) 外径寸法 約 90mm (補助中間熱交換器出入口配管)</p> <p><u>(ii) 冷却材純化設備</u> <u>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。</u></p> <p><u>a. 1次純化系</u> <u>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。</u></p> <p><u>b. 2次純化系</u></p>		

変更前	変更後
<p>c) <u>ナトリウム充填ドレン系設備</u></p> <p><u>この設備は1次冷却系、2次冷却系などに冷却材ナトリウムを充填し、あるいはこれらの系統のナトリウムを一時貯蔵するための設備で、それぞれの系統ごとに設けられる。各系統に設けられる充填ドレン系設備は、ナトリウム貯蔵タンク、ポンプ、配管などよりなる。</u></p> <p>b) <u>不活性ガス設備</u></p> <p><u>冷却用液体ナトリウムの自由液面の酸化防止のために、不活性ガス系設備を設ける。この設備はガス貯蔵設備、ガス供給設備、1次冷却系用不活性ガス設備及び2次冷却系用不活性ガス設備などよりなり、原子炉容器、冷却系、ナトリウム貯蔵タンク、シール部分などに不活性ガスを供給する。不活性ガスとしてはアルゴンを用いる。</u></p>	<p><u>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を用いるものとする。</u></p> <p>(iii) <u>ナトリウム充填・ドレン設備</u></p> <p><u>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經由して、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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(iv) <u>アルゴンガス設備</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(v) <u>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に係る設計上の考慮</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>a. <u>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、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。</u></p> <p>b. <u>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。</u></p> <p>c. <u>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に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。</u></p> <p>d. <u>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。</u></p> <p>e. <u>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。</u></p>

変更前	変更後
<p>d) <u>ナトリウム予熱設備</u> この設備はナトリウム系機器等を予熱するための設備で、中間熱交換機、ポンプ、原子炉容器、ナトリウム貯蔵タンク、配管など、ナトリウムを内蔵する系統に属する機器に設けられる。</p> <p>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備 本原子炉の計測制御系統は、核計装系、プロセス計装系、安全保護系及び制御系よりなる。これらのうち原子炉の運転に必要なものは、制御室に設置する制御盤で集中監視及び遠隔制御ができる。</p> <p>(イ) 計 装</p> <p>(1) 核計装の種類 中性子束監視のために次の3系統が設けられる。</p> <p>a) 起 動 系 検 出 器 核分裂計数管 チャンネル数 2</p> <p>b) 中間出力系 検 出 器 核分裂計数管 チャンネル数 3</p> <p>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</p> <p>(2) その他の主要な計装の種類 本原子炉の適性かつ安全な運転を行うため、冷却系プロセス計装、不活性ガス系プロセス計装、ナトリウム純化系プロセス計装などが設けられる。これらのプロセス計装は装置各部の温度、圧力、流量、液位などを測定し、必要に応じて制御盤等に指示記録を行うとともに、安全処置に関する程度に従ってインターロック、スクラム、警報信号を発するの用に用いられる。</p> <p>(ロ) 安全保護回路 安全保護回路は、原子炉スクラム、インタロック、警報及びその他の補助保護動作（格納容器アイソレーションなど）を行う。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。</p>	<p>f. <u>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所に、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。</u></p> <p>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。</p> <p>(1) 計装</p> <p>(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。</p> <p>a. 起 動 系 検 出 器 核分裂計数管 チャンネル数 2 <u>チャンネル</u></p> <p>b. 中間出力系 検 出 器 核分裂計数管 チャンネル数 3 <u>チャンネル</u></p> <p>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 <u>チャンネル</u></p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>

変更前	変更後
<p>(1) 原子炉停止回路の種類</p> <p>a) <u>スクラム回路</u></p> <p><u>原子炉は次の条件に対してスクラムする。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 中性子束高 2. 炉周期短 3. 1次冷却材流量低 4. 炉内ナトリウム液面低 5. 1次<u>冷却系</u>主循環ポンプトリップ 6. 格納容器内温度高 7. 格納容器内圧力高 8. 格納容器内床上<u>放射能レベル</u>高 9. 原子炉出口冷却材温度高 10. 原子炉入口冷却材温度高 11. 炉内ナトリウム液面高 12. 2次冷却材流量低 13. 2次<u>冷却系</u>主循環ポンプトリップ 14. 電源喪失 15. 地震 16. 手動アイソレーション 17. 手動スクラム <p>(2) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p><u>原子炉のスクラム時及び運転状態が正常な範囲を逸脱した場合に、ベル、ブザーなどにより警報を発し、表示を行う。</u></p> <p>a) <u>警報回路</u></p> <p><u>中性子束及び圧力、温度、流量等のプロセス変数が異常値になった場合、原子炉格納容器排気等の放射能が異常に高くなった場合、並びに原子炉の安全性に関連する設備が作動</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p><u>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。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 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<u>線量率</u>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 <p>(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p><u>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。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>した場合などに対しては、必要に応じて警報回路を設ける。</u></p> <p>b) <u>インタロック回路</u> <u>原子炉の誤動作を防止し、適正な運転を行うために、インタロック回路を設ける。インタロック回路は次の系統よりなる。</u></p> <p>① <u>運転モードインタロック系</u> ② <u>制御棒電磁石励磁インタロック系</u> ③ <u>制御棒引抜きインタロック系</u></p> <p>(A) 制御設備</p> <p>(1) 制御材の個数及び構造</p> <p>a) <u>構造</u> <u>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で包んだものである。制御要素型式には、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。</u></p> <p>b) <u>制御棒個数</u> 6 <u>MK-III炉心においては、炉心内の制御棒6本のうち4本が炉心第3列に、他の2本が炉心第5列に配置される。</u></p> <p>c) <u>吸収材の種類</u> 炭化ほう素 d) <u>吸収材の有効長さ</u> 約 65 cm</p> <p>(2) 制御材駆動設備の個数及び構造</p> <p>a) <u>構造</u> <u>制御棒駆動機構は各制御棒ごとに炉上部回転プラグ上面に設けられる。駆動機構は電動機、ボールナットスクリュ、電磁石、制御棒加速用スプリング、加速管などからなる。</u></p>	<p>a. <u>格納容器内床上線量率高</u> b. <u>格納容器内温度高</u> c. <u>格納容器内圧力高</u> d. <u>手動アイソレーション</u></p> <p>(3) 制御設備</p> <p><u>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。</u></p> <p>(i) 制御材の個数及び構造</p> <p><u>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。</u></p> <p>a. <u>個数</u> <u>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。</u></p> <p>b. <u>中性子吸収材の種類</u> 炭化ほう素</p> <p>c. <u>構造</u> <u>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65cmとする。</u></p> <p>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造</p> <p><u>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</u></p>

変更前	変更後
<p>b) <u>個 数</u> <u>6</u></p> <p>c) 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</p> <p>d) 挿入時間及び駆動速度 スクラム時挿入時間 0.8 s 以下 (制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間) <u>通常時挿入引抜き速度 (最大)</u> 13 cm/min 以下</p> <p>e) <u>駆動距離</u> <u>約 65 cm</u></p> <p>(3) 反応度制御能力 a) 反応度制御能力 <u>0.076</u> Δk/k 以上</p> <p>b) <u>反応度付加率最大</u> 約 <u>0.00019</u> Δk/k/s</p> <p>(三) 非常用制御設備 <u>な し</u></p>	<p>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。</p> <p>a. <u>個数</u> 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。</p> <p>b. <u>駆動方式</u> 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</p> <p>c. <u>挿入時間及び駆動速度</u> 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価値 90%挿入までの時間) <u>駆動速度</u> 13cm/min 以下</p> <p>(iii) 反応度制御能力 反応度制御能力 <u>0.070</u> Δk/k 以上 <u>反応度停止余裕 0.015 Δk/k 以上</u> (反応度価値の最も大きな制御棒 1 本が固着した場合を想定) <u>最大反応度添加率 約 0.00016 Δk/k/s</u></p> <p>(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。</p> <p>(i) <u>制御材の個数及び構造</u> a. <u>個数</u> 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。</p> <p>b. <u>中性子吸収材の種類</u> 炭化ほう素</p> <p>c. <u>構造</u> 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。</p> <p>(ii) <u>制御材駆動設備の個数及び構造</u> 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。</p>

変更前	変更後
<p>(ホ) その他の主要な事項</p> <p><u>制御棒の性能については、試験研究を行って確認する。主要な制御系として、原子炉の出力をあらかじめ設定された出力パターンとするように、制御棒を操作する原子炉出力制御系を設ける。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>a. 個数</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>b. 駆動方式</u></p> <p><u>スクラム時 バネ加速重力落下方式</u></p> <p><u>c. 挿入時間及び駆動速度</u></p> <p><u>スクラム時挿入時間 0.8s 以下</u></p> <p><u>(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)</u></p> <p><u>(iii) 反応度制御能力</u></p> <p><u>反応度制御能力 0.014 Δk/k 以上</u></p> <p><u>反応度停止余裕 0.008 Δk/k 以上 (350℃)</u></p> <p>(5) その他の主要な事項</p> <p><u>(i) 原子炉制御系</u></p> <p><u>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。)</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(ii) 警報回路</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(iii) インターロック系</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>a. 運転モードスイッチ</u></p> <p><u>b. 制御棒電磁石励磁インターロック</u></p> <p><u>c. 制御棒引抜きインターロック</u></p>

変更前	変更後																		
<p>ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>(4) 気体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(1) 構造</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の<u>不活性ガス設備</u>から排出される<u>気体</u>である。<u>原子炉建物内の気体廃棄物処理設備はフィルタ、送風機、圧縮機、貯留タンク及びこれらを結ぶ配管、ダクトなどよりなり、排気は主排気筒から大気に放出される。</u></p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物内及び第二使用済燃料貯蔵建物内の換気設備は、それぞれフィルタ、排風機及び排気筒よりなる。</u></p> <p>(2) 廃棄物の処理能力</p> <p><u>廃棄設備は、周辺環境への影響を昭和 63 年科学技術庁告示第 20 号で定める周辺監視区域外の線量限度（以下「線量限度」という。）以下にできる能力を有する。貯留タンクは 1 基当たり約 2 週間分の廃棄物を貯蔵する能力を有する<u>もの</u>を 3 基設ける。</u></p> <p>(3) 排気口の位置</p> <table border="0"> <tr> <td>主排気筒</td> <td></td> </tr> <tr> <td>位置</td> <td>原子炉から北方約 30 m</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 80 m</td> </tr> <tr> <td><u>第一使用済燃料貯蔵建物排気筒</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>位置</u></td> <td><u>建物の南側壁</u></td> </tr> <tr> <td><u>高さ</u></td> <td><u>約 25 m</u></td> </tr> </table>	主排気筒		位置	原子炉から北方約 30 m	高さ	約 80 m	<u>第一使用済燃料貯蔵建物排気筒</u>		<u>位置</u>	<u>建物の南側壁</u>	<u>高さ</u>	<u>約 25 m</u>	<p>(iv) 中央制御室</p> <p><u>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。</u></p> <p>(v) 中央制御室外原子炉停止盤</p> <p><u>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。</u></p> <p>ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p><u>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。</u></p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>(i) 構造</p> <p>放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の<u>1 次アルゴンガス系等</u>から排出される<u>放射性廃ガス</u>である。<u>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。</u>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。<u>放射性気体廃棄物は、主排気筒から大気に放出する。</u></p> <p>(ii) 廃棄物の処理能力</p> <p><u>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<u>廃ガス貯留タンク</u>を 3 基設ける。</u></p> <p>(iii) 排気口の位置</p> <table border="0"> <tr> <td>主排気筒</td> <td></td> </tr> <tr> <td>位置</td> <td>原子炉の炉心中心から北方向約 30m</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 80m (T.P. 約 118m)</td> </tr> </table>	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)
主排気筒																			
位置	原子炉から北方約 30 m																		
高さ	約 80 m																		
<u>第一使用済燃料貯蔵建物排気筒</u>																			
<u>位置</u>	<u>建物の南側壁</u>																		
<u>高さ</u>	<u>約 25 m</u>																		
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)																		

変更前	変更後				
<p data-bbox="379 142 771 174"><u>第二使用済燃料貯蔵建物排気筒</u></p> <table border="0" data-bbox="400 189 801 262"> <tr> <td><u>位 置</u></td> <td><u>建物の西側壁</u></td> </tr> <tr> <td><u>高 さ</u></td> <td><u>約 25 m</u></td> </tr> </table> <p data-bbox="281 325 608 357">(p) 液体廃棄物の廃棄施設</p> <p data-bbox="311 367 460 399">(1) 構 造</p> <p data-bbox="326 409 1469 535">液体廃棄物は、<u>高速実験炉の付属施設、重水臨界実験装置及び核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設、照射材料試験施設及び固体廃棄物前処理施設）からのものを含め、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。</u></p> <p data-bbox="326 546 1469 756"><u>サンプリングにより廃液中の放射性物質の濃度を測定し、その結果が昭和63年科学技術庁告示第20号で定める周辺監視区域外の濃度限度（以下「濃度限度」という。）以下であれば、排水監視ポンド（Ⅱ）を通じて一般排水溝へ放出する。また濃度限度を超える場合は濃縮処理をするか、または大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設に送り処理するものとする。</u></p> <p data-bbox="326 766 1469 850"><u>アルコールを含む廃液は蒸留によりアルコールを分離除去した後、液体廃棄物として処理する。</u></p> <p data-bbox="326 861 1187 892"><u>なお、濃縮処理はα核種を含むものと含まないものを分けて行う。</u></p> <p data-bbox="311 1491 593 1522">(2) 廃棄物の処理能力</p> <p data-bbox="326 1533 1469 1617"><u>液体廃棄物を約5日分貯留し、また約5日分を1日で処理するのに十分な能力を有する。なお、処理設備の能力は以下のとおりである。</u></p>	<u>位 置</u>	<u>建物の西側壁</u>	<u>高 さ</u>	<u>約 25 m</u>	<p data-bbox="1558 325 1914 357">(2) 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p data-bbox="1587 367 1736 399">(i) 構造</p> <p data-bbox="1602 409 2745 535"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1602 546 2745 756"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1602 766 2745 1029"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1602 1039 2745 1123"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1602 1134 2745 1480"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1587 1491 1884 1522">(ii) 廃棄物の処理能力</p> <p data-bbox="1602 1533 2745 1659"><u>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。</u></p>
<u>位 置</u>	<u>建物の西側壁</u>				
<u>高 さ</u>	<u>約 25 m</u>				

変更前	変更後																																								
<table border="1" data-bbox="451 184 1415 577"> <thead> <tr> <th data-bbox="451 184 825 241">項 目</th> <th data-bbox="836 184 1415 241">貯留または処理能力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="451 249 825 468"><u>廃液タンク（受入れ用）</u></td> <td data-bbox="836 249 1415 468"> <u>液体廃棄物A</u> 約 5 m³×2基 約 10 m³×5基 約 20 m³×1基 <u>液体廃棄物B</u> 約 5 m³×2基 約 20 m³×1基 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="451 476 825 577"><u>蒸発濃縮処理装置</u> <u>アルコール廃液処理装置</u></td> <td data-bbox="836 476 1415 577"> 約 600 ℓ/h×1基 約 300 ℓ/hバッチ 1バッチ8h×1基 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="305 632 528 659">(3) 排水口の位置</p> <p data-bbox="350 678 789 705"><u>原子炉の北々東約 650 mの海岸線</u></p> <p data-bbox="278 724 611 751">(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p data-bbox="305 770 471 798">(1) 構 造</p> <p data-bbox="323 816 1466 974"><u>廃棄設備は廃棄物処理建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備よりなり、本原子炉施設より発生する固体廃棄物を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。その後、減容保管等の処理を行う場合は、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設において行う。</u></p> <p data-bbox="323 993 1466 1066"><u>なお、貯蔵中の固体廃棄物を最終処分として海洋投棄を行う場合には、投棄海域及び方法等について関係官庁の承認を得る。</u></p> <p data-bbox="305 1127 581 1155">(2) 廃棄物の処理能力</p> <p data-bbox="323 1173 1466 1247">廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有する。なお、貯蔵能力（容量）は以下のとおりである。</p> <table data-bbox="350 1350 893 1472"> <tr> <td data-bbox="350 1350 632 1377">固体廃棄物A貯蔵設備</td> <td data-bbox="765 1350 893 1377">約 100 m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="350 1440 632 1467">固体廃棄物B貯蔵設備</td> <td data-bbox="715 1440 893 1467">合計約 35 m³</td> </tr> </table> <p data-bbox="323 1619 1466 1692"><u>また、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。</u></p> <p data-bbox="350 1711 976 1738">メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備 約 450 m³</p> <p data-bbox="249 1843 694 1871">チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p data-bbox="278 1890 1466 1963"><u>原子炉周辺の一般公衆及び職員等の安全管理を適正に行うために、次の放射線管理施設を設ける。</u></p>	項 目	貯留または処理能力	<u>廃液タンク（受入れ用）</u>	<u>液体廃棄物A</u> 約 5 m ³ ×2基 約 10 m ³ ×5基 約 20 m ³ ×1基 <u>液体廃棄物B</u> 約 5 m ³ ×2基 約 20 m ³ ×1基	<u>蒸発濃縮処理装置</u> <u>アルコール廃液処理装置</u>	約 600 ℓ/h×1基 約 300 ℓ/hバッチ 1バッチ8h×1基	固体廃棄物A貯蔵設備	約 100 m ³	固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35 m ³	<p data-bbox="1593 642 1828 669">(iii) 排水口の位置</p> <p data-bbox="1626 688 2490 716"><u>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</u></p> <p data-bbox="1567 735 1911 762">(3) 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p data-bbox="1593 781 1724 808">(i) 構造</p> <p data-bbox="1602 827 2745 984"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1602 1003 2745 1119"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1593 1138 1881 1165">(ii) 廃棄物の処理能力</p> <p data-bbox="1602 1184 2745 1341"><u>廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。</u>なお、貯蔵能力（容量）は以下のとおりである。</p> <table data-bbox="1656 1360 2564 1793"> <tr> <td data-bbox="1656 1360 1852 1388">廃棄物処理建物</td> <td data-bbox="1878 1360 2160 1388">固体廃棄物A貯蔵設備</td> <td data-bbox="2187 1360 2285 1388">約 100m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="2175 1407 2564 1434"><u>(200ℓ ドラム缶換算約 500本)</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1878 1453 2160 1480">固体廃棄物B貯蔵設備</td> <td data-bbox="2187 1453 2326 1480">合計約 35m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="2175 1499 2564 1526"><u>(200ℓ ドラム缶換算約 175本)</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1656 1545 2119 1572">原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備</td> <td data-bbox="2145 1545 2220 1572">約 60m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="2175 1591 2564 1619"><u>(200ℓ ドラム缶換算約 300本)</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1656 1638 2326 1665">第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備</td> <td data-bbox="2187 1638 2326 1665">約 130m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="2175 1684 2564 1711"><u>(200ℓ ドラム缶換算約 650本)</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1656 1730 2119 1757">メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備</td> <td data-bbox="2145 1730 2249 1757">約 450m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="2175 1776 2564 1803"><u>(200ℓ ドラム缶換算約 2,250本)</u></td> </tr> </table> <p data-bbox="1522 1854 1967 1881">チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p data-bbox="1552 1900 2745 1974"><u>原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、</u></p>	廃棄物処理建物	固体廃棄物A貯蔵設備	約 100m ³			<u>(200ℓ ドラム缶換算約 500本)</u>		固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35m ³			<u>(200ℓ ドラム缶換算約 175本)</u>		原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備	約 60m ³			<u>(200ℓ ドラム缶換算約 300本)</u>		第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備	約 130m ³			<u>(200ℓ ドラム缶換算約 650本)</u>		メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	約 450m ³			<u>(200ℓ ドラム缶換算約 2,250本)</u>
項 目	貯留または処理能力																																								
<u>廃液タンク（受入れ用）</u>	<u>液体廃棄物A</u> 約 5 m ³ ×2基 約 10 m ³ ×5基 約 20 m ³ ×1基 <u>液体廃棄物B</u> 約 5 m ³ ×2基 約 20 m ³ ×1基																																								
<u>蒸発濃縮処理装置</u> <u>アルコール廃液処理装置</u>	約 600 ℓ/h×1基 約 300 ℓ/hバッチ 1バッチ8h×1基																																								
固体廃棄物A貯蔵設備	約 100 m ³																																								
固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35 m ³																																								
廃棄物処理建物	固体廃棄物A貯蔵設備	約 100m ³																																							
		<u>(200ℓ ドラム缶換算約 500本)</u>																																							
	固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35m ³																																							
		<u>(200ℓ ドラム缶換算約 175本)</u>																																							
	原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備	約 60m ³																																							
		<u>(200ℓ ドラム缶換算約 300本)</u>																																							
	第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備	約 130m ³																																							
		<u>(200ℓ ドラム缶換算約 650本)</u>																																							
	メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	約 450m ³																																							
		<u>(200ℓ ドラム缶換算約 2,250本)</u>																																							

変更前	変更後
<p>(4) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(1) <u>エリアモニタ</u></p> <p>ガンマ線エリアモニタ、中性子エリアモニタ及び空気汚染モニタを格納容器内及び管理区域内の必要箇所に設け、放射線監視盤に集中指示させる。</p> <p>(2) 放射線管理関係設備</p> <p>職員の被ばく管理、職員及び一般人の出入管理、汚染の管理、放射線分析業務等を行うため、<u>出入管理設備、汚染管理設備、試料分析関係設備、個人管理関係設備を設ける。</u></p> <p>(ロ) 外管理用の主要な設備の種類</p> <p><u>排気筒モニタ</u> <u>排水モニタ</u> (排水サンプリングを含む) <u>野外管理用固定モニタ</u> <u>気象観測設備</u> <u>モニタリングカー</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(i) <u>放射線監視設備</u></p> <p><u>原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(ii) <u>放射線管理関係設備</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(2) <u>屋外管理用の主要な設備の種類</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</u></p> <p><u>屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90分）の給電ができるものとする。</u></p> <p><u>なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。</u></p>

変更前	変更後																																																		
<p>リ. 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(1) 構造</p> <p>原子炉の格納施設は、<u>原子炉格納容器及びその外周のコンクリート壁などよりなり、良質な砂層に支持される。原子炉格納容器と外周のコンクリート壁との間の下部は、アニュラス部を構成する。</u></p> <p>a) <u>原子炉格納容器</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>上部半球形下部半だ円形鏡円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 28 m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>全高 約 54 m</td> </tr> </table> <p>b) <u>外周コンクリート壁</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>鉄筋コンクリート</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 30 m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>地上高さ 約 30 m</td> </tr> </table> <p>(v) <u>設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</u></p> <table border="0"> <tr> <td><u>原子炉格納容器</u> 圧力</td> <td>約 1.35 kg/cm²g</td> </tr> <tr> <td><u>原子炉格納容器</u> 温度</td> <td>約 150 °C</td> </tr> <tr> <td><u>原子炉格納容器</u> 漏えい率</td> <td>3%/d 以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(設計圧力、炉停止状態雰囲気において)</td> </tr> </table> <p><u>ただし、格納容器にナトリウムを含まないとき</u></p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td>0.45%/d 以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(設計圧力、常温雰囲気において)</td> </tr> </table> <p>(h) その他の主要な事項</p> <p>(2) <u>アニュラス部排気設備</u></p> <p>アニュラス部排気設備は、プレフィルタ、高効率エアフィルタ、チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理装置及び排風機からなり、この設備によりアニュラス下部の密閉部を常に負圧に保つ。<u>原子炉格納容器内に放射性物質が放出される事故時には、アニュラス部の空</u></p>	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 28 m		全高 約 54 m	型式	たて置円筒型	材料	鉄筋コンクリート	寸法	内径 約 30 m		地上高さ 約 30 m	<u>原子炉格納容器</u> 圧力	約 1.35 kg/cm ² g	<u>原子炉格納容器</u> 温度	約 150 °C	<u>原子炉格納容器</u> 漏えい率	3%/d 以下		(設計圧力、炉停止状態雰囲気において)		0.45%/d 以下		(設計圧力、常温雰囲気において)	<p>リ. 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(1) 構造</p> <p>原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、<u>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。</u></p> <p><u>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</u></p> <p><u>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、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、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</u></p> <p>(i) <u>格納容器</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>上部半球形下部半だ円形鏡円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 28m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>全高 約 54m</td> </tr> </table> <p>(ii) <u>外周コンクリート壁</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>鉄筋コンクリート</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 30m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>地上高さ 約 27m</td> </tr> </table> <p>(2) <u>設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</u></p> <table border="0"> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>150°C</td> </tr> <tr> <td>格納容器漏えい率</td> <td>3%/d 以下 (原子炉停止状態にて設計圧力時において)</td> </tr> </table> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(i) <u>アニュラス部排気設備 (非常用換気設備を含む。)</u></p> <p>アニュラス部排気設備は、<u>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</u></p>	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	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	格納容器圧力	1.35kg/cm ² [gage] (約 0.13MPa[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)
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 28 m																																																		
	全高 約 54 m																																																		
型式	たて置円筒型																																																		
材料	鉄筋コンクリート																																																		
寸法	内径 約 30 m																																																		
	地上高さ 約 30 m																																																		
<u>原子炉格納容器</u> 圧力	約 1.35 kg/cm ² g																																																		
<u>原子炉格納容器</u> 温度	約 150 °C																																																		
<u>原子炉格納容器</u> 漏えい率	3%/d 以下																																																		
	(設計圧力、炉停止状態雰囲気において)																																																		
	0.45%/d 以下																																																		
	(設計圧力、常温雰囲気において)																																																		
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																																																		
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																																																		
格納容器圧力	1.35kg/cm ² [gage] (約 0.13MPa[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)																																																		

変更前	変更後																		
<p><u>気を非常用ガス処理装置で処理したのち、主排気筒から放出する。</u></p> <p>排風機 <u>台数</u> 2 (内予備1) <u>容量</u> 約 1,700m³/h/台</p> <p>非常用ガス処理装置 <u>台数</u> 2 (内予備1) <u>処理風量</u> 約 1,700m³/h/台 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 0.5μ 粒子に対して)</p> <p>(1) <u>原子炉安全容器及び関連熱除去設備</u> <u>原子炉安全容器は、原子炉容器及びその外周に設けられる遮へいグラファイトを収納するもので、窒素ガスにより冷却される。</u></p> <table border="1" data-bbox="356 945 920 1176"> <thead> <tr> <th colspan="2"><u>安全容器</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 6.4 m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>全高 約 9 m</td> </tr> </tbody> </table> <p>ヌ. その他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</p>	<u>安全容器</u>		型式	たて置円筒型	材料	炭素鋼	寸法	内径 約 6.4 m		全高 約 9 m	<p><u>排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系 (アイソレーション) が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</u></p> <p>a. 排風機 <u>基数</u> 2 <u>基</u> (内予備1基) <u>処理風量</u> 約 1,700m³/h/<u>基</u></p> <p>b. 非常用ガス処理装置 <u>基数</u> 2 <u>基</u> (内予備1基) <u>処理風量</u> 約 1,700m³/h/<u>基</u> 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 0.5μ m 粒子に対して)</p> <p>(ii) 安全容器 <u>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。</u></p> <table border="1" data-bbox="1662 987 1958 1176"> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径 約 6.4m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>全高 約 9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備 (1) 非常用電源設備の構造</p> <p><u>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給し、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。</u></p> <p><u>さらに、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、</u></p>	型式	たて置円筒型	材料	炭素鋼	寸法	内径 約 6.4m		全高 約 9m
<u>安全容器</u>																			
型式	たて置円筒型																		
材料	炭素鋼																		
寸法	内径 約 6.4 m																		
	全高 約 9 m																		
型式	たて置円筒型																		
材料	炭素鋼																		
寸法	内径 約 6.4m																		
	全高 約 9m																		

変更前	変更後
<p>a) ディーゼル発電機 約 2,500 KVA 2台</p> <p>主要負荷 <u>補助冷却系統</u> <u>炉室雰囲気調整換気設備</u> <u>補機冷却水系統</u> <u>直流電源用整流装置</u></p> <p>b) 蓄電池 組数 4</p> <p>主要負荷 原子炉<u>安全保護回路</u> 1次冷却系ポンプ用ポニーモータ <u>交流無停電電源装置</u> <u>非常用照明</u></p> <p>(v) 主要な実験設備の構造</p> <p>a) 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<u>なり、</u>照射中の温度等をオンラインで測定できる<u>よう、</u>試料部等に検出器を取付け、計測線を上部構造を通じて炉上部に<u>取り出す構造を有する。また、</u>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。</p> <p>b) 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<u>または</u>トリウムの単体<u>または</u>混合物の化合物<u>または</u>金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む）を使用する。</p>	<p><u>当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p>(i) ディーゼル発電機 容量 約 2,500kVA 基数 2基 主な負荷 <u>1次補助冷却系及び2次補助冷却系</u> <u>格納容器雰囲気調整系</u> <u>補機冷却設備</u></p> <p>(ii) 蓄電池 組数 4組 主な負荷 原子炉保護系 1次<u>主冷却系（1次主循環ポンプポニーモータ）</u> <u>中央制御室制御盤</u></p> <p>(2) 主要な実験設備の構造 <u>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。</u></p> <p>(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<u>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。</u></p> <p>(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<u>又は</u>トリウムの単体<u>又は</u>混合物の化合物<u>又は</u>金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。</p>

変更前	変更後
<p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから<u>なり</u>、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<u>なり</u>、ベリリウム<u>もしくは</u>水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備は、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）。</p> <p>炉心燃料領域に装荷した照射用実験装置の個数は、B型照射燃料集合体及びD型照射燃料集合体との合計で7体以下とする。また、半径方向反射体領域<u>もしくは</u>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。</p> <p>照射用実験装置（本体設備）1体<u>あたり</u>の最大発熱量は140kWとする。</p> <p>核燃料物質を装填する場合は、照射用実験装置1体<u>あたり</u>の核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1体<u>あたり</u>の核分裂性物質質量の15%を超えないものとする。</p>	<p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、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<u>構成し</u>、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<u>構成し</u>、ベリリウム<u>若しくは</u>水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備は、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）。</p> <p>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<u>若しくは</u>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。</p> <p>照射用実験装置（本体設備）1体<u>当たり</u>の最大発熱量は140kWとする。</p> <p>核燃料物質を装填する場合は、照射用実験装置1体<u>当たり</u>の核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1体<u>当たり</u>の核分裂性物質質量の15%を超えないものとする。</p>
<p>(A) その他の主要事項</p> <p><u>特記事項なし</u></p>	<p>(3) その他の主要な事項</p> <p><u>(i) 常用電源</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(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</u></p> <p><u>原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。</u></p> <p><u>「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。</u></p> <p><u>「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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉施設には、プラント状態に応じて、措置に使用する資機材をあらかじめ整備する。以下の資機材は、「燃料体の損傷が想定される事故」及び「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」が発生し、措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、信頼性を確保した設計とする。</u></p> <p><u>a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</u></p>

変更前	変更後
	<p><u>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。</u></p> <p><u>制御棒及び制御棒駆動系</u> <u>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</u> <u>制御棒連続引抜き阻止インターロック</u> <u>原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）</u> <u>原子炉保護系（アイソレーション）</u> <u>後備炉停止系用論理回路</u> <u>原子炉冷却材バウンダリ</u> <u>冷却材バウンダリ</u> <u>原子炉容器リークジャケット</u> <u>原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）</u> <u>格納容器バウンダリ</u> <u>1次主冷却系サイフォンブレイク配管</u> <u>1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁</u> <u>非常用冷却設備及び補助冷却設備</u> <u>安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）</u> <u>断熱材、ヒートシンク材及びライナ</u> <u>関連する核計装</u> <u>関連するプロセス計装</u> <u>遅発中性子法燃料破損検出設備</u> <u>仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）</u> <u>仮設計器</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、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。</u></p> <p><u>可搬式ポンプ及びホース</u> <u>水冷却池</u> <u>水冷却浄化設備サイフォンブレイカー</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>仮設カバーシート</u> <u>仮設放水設備</u> <u>泡消火設備</u></p>

変更前	変更後
<p>6. 原子炉施設の工事計画 (省略)</p> <p>7. 原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量</p> <p>(1) 種類^{※1}</p> <p>(a) 炉心燃料集合体</p> <p><u>i</u>) 炉心燃料部 プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</p> <p><u>ii</u>) 熱遮へいペレット部 ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)</p> <p>(b) 照射燃料集合体</p> <p><u>i</u>) 燃料部</p> <p><u>I</u>～<u>IV</u>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</p> <p><u>I</u>～<u>IV</u>型限界照射試験用要素 プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</p> <p><u>炭化物試験用要素</u> プルトニウム・ウラン混合 炭化物焼結ペレット</p> <p><u>窒化物試験用要素</u> プルトニウム・ウラン混合 窒化物焼結ペレット</p>	<p><u>特殊化学消火剤</u> <u>乾燥砂消火剤</u> <u>消火剤遠隔散布設備</u> <u>仮設不活性ガス送気設備</u> <u>仮設給電設備</u> <u>移動式揚重設備</u> <u>資機材運搬車両</u> <u>防護機材</u></p> <p>6. <u>試験研究用等</u>原子炉施設の工事計画 (省略)</p> <p>7. <u>試験研究用等</u>原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量</p> <p>(1) 種類^{※1}</p> <p>(<u>i</u>) 炉心燃料集合体</p> <p><u>a.</u> 炉心燃料部 プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</p> <p><u>b.</u> 熱遮へいペレット部 ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)</p> <p>(<u>ii</u>) 照射燃料集合体</p> <p><u>a.</u> 燃料部</p> <p><u>III型及びIV型</u>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</p> <p><u>III型及びIV型</u>限界照射試験用要素 プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</p>

変更前		変更後	
<u>高線出力試験用要素</u>	<u>プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</u>		
<u>F F D L 試験用要素</u>	<u>プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット</u>		
先行試験用要素	プルトニウムまたはウランの 単体または混合物の 酸化物、炭化物、窒化物または金属	先行試験用要素	プルトニウムまたはウランの 単体または混合物の 酸化物、炭化物、窒化物または金属
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	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
A型用炉心燃料要素	プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット	A型用炉心燃料要素	プルトニウム・ウラン混合 酸化物焼結ペレット
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	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
<u>ii) 熱遮へい部</u>		<u>b. 熱遮へい部</u>	
<u>I ~ IV型特殊燃料要素</u>	ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)	<u>III型及びIV型特殊燃料要素</u>	ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)
<u>I ~ IV型限界照射試験用要素</u>	ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)	<u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u>	ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)
<u>炭化物試験用要素</u>	<u>ウラン炭化物焼結ペレット</u> <u>(天然ウランまたは劣化ウラン)</u>		
<u>窒化物試験用要素</u>	<u>ウラン窒化物焼結ペレット</u> <u>(天然ウランまたは劣化ウラン)</u>		
<u>高線出力試験用要素</u>	<u>ウラン酸化物焼結ペレット</u> <u>(劣化ウラン)</u>		
<u>F F D L 試験用要素</u>	<u>ウラン酸化物焼結ペレット</u> <u>(劣化ウラン)</u>		
先行試験用要素	ウランの酸化物、炭化物、窒化物 または金属 (天然ウランまたは劣化ウラン)	先行試験用要素	ウランの酸化物、炭化物、窒化物 または金属 (天然ウランまたは劣化ウラン)
基礎試験用要素	ウラン酸化物焼結ペレット、 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 (天然ウランまたは劣化ウラン)	基礎試験用要素	ウラン酸化物焼結ペレット、 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 (天然ウランまたは劣化ウラン)
A型用炉心燃料要素	ウラン酸化物焼結ペレット	A型用炉心燃料要素	ウラン酸化物焼結ペレット

変更前	変更後																																
<p style="text-align: center;">(劣化ウラン) ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)</p> <p style="text-align: center;">限界照射試験用補助要素</p> <p>(2) 原子炉全装荷量 (最大) ※2</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 60%;">プルトニウム</td><td style="text-align: right;">約 <u>230</u> kg</td></tr> <tr><td>ウラン- 235</td><td style="text-align: right;">約 <u>110</u> kg</td></tr> <tr><td>天然ウラン</td><td style="text-align: right;">約 1 kg</td></tr> <tr><td>劣化ウラン</td><td style="text-align: right;">約 50 kg</td></tr> </table> <p>(3) 年間予定装荷量 (最大) ※2</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 60%;">プルトニウム</td><td style="text-align: right;">約 <u>180</u> kg</td></tr> <tr><td>ウラン- 235</td><td style="text-align: right;">約 <u>100</u> kg</td></tr> <tr><td>天然ウラン</td><td style="text-align: right;">約 1 kg</td></tr> <tr><td>劣化ウラン</td><td style="text-align: right;">約 <u>40</u> kg</td></tr> </table>	プルトニウム	約 <u>230</u> kg	ウラン- 235	約 <u>110</u> kg	天然ウラン	約 1 kg	劣化ウラン	約 50 kg	プルトニウム	約 <u>180</u> kg	ウラン- 235	約 <u>100</u> kg	天然ウラン	約 1 kg	劣化ウラン	約 <u>40</u> kg	<p style="text-align: center;">(劣化ウラン) ウラン酸化物焼結ペレット (劣化ウラン)</p> <p style="text-align: center;">限界照射試験用補助要素</p> <p>(2) 原子炉全装荷量 (最大) ※2</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 60%;">プルトニウム</td><td style="text-align: right;">約 <u>220</u> kg</td></tr> <tr><td>ウラン- 235</td><td style="text-align: right;">約 <u>100</u> kg</td></tr> <tr><td>天然ウラン</td><td style="text-align: right;">約 1 kg</td></tr> <tr><td>劣化ウラン</td><td style="text-align: right;">約 50 kg</td></tr> </table> <p>(3) 年間予定装荷量 (最大) ※2</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr><td style="width: 60%;">プルトニウム</td><td style="text-align: right;">約 <u>150</u> kg</td></tr> <tr><td>ウラン- 235</td><td style="text-align: right;">約 <u>70</u> kg</td></tr> <tr><td>天然ウラン</td><td style="text-align: right;">約 1 kg</td></tr> <tr><td>劣化ウラン</td><td style="text-align: right;">約 <u>30</u> kg</td></tr> </table>	プルトニウム	約 <u>220</u> kg	ウラン- 235	約 <u>100</u> kg	天然ウラン	約 1 kg	劣化ウラン	約 50 kg	プルトニウム	約 <u>150</u> kg	ウラン- 235	約 <u>70</u> kg	天然ウラン	約 1 kg	劣化ウラン	約 <u>30</u> kg
プルトニウム	約 <u>230</u> kg																																
ウラン- 235	約 <u>110</u> kg																																
天然ウラン	約 1 kg																																
劣化ウラン	約 50 kg																																
プルトニウム	約 <u>180</u> kg																																
ウラン- 235	約 <u>100</u> kg																																
天然ウラン	約 1 kg																																
劣化ウラン	約 <u>40</u> kg																																
プルトニウム	約 <u>220</u> kg																																
ウラン- 235	約 <u>100</u> kg																																
天然ウラン	約 1 kg																																
劣化ウラン	約 50 kg																																
プルトニウム	約 <u>150</u> kg																																
ウラン- 235	約 <u>70</u> kg																																
天然ウラン	約 1 kg																																
劣化ウラン	約 <u>30</u> kg																																
<p>※1 照射用実験装置では、燃料体に該当しない核燃料物質を装填する。使用する核燃料物質の種類を以下に示す。 プルトニウム、ウランまたはトリウムの単体または混合物の化合物または金属</p> <p>※2 照射用実験装置に装填する燃料体に該当しない核燃料物質を含む。なお、トリウムはウラン-235として取り扱う。</p>	<p>※1 照射用実験装置では、燃料体に該当しない核燃料物質を装填する。使用する核燃料物質の種類を以下に示す。 プルトニウム、ウランまたはトリウムの単体または混合物の化合物または金属</p> <p>※2 照射用実験装置に装填する燃料体に該当しない核燃料物質を含む。なお、トリウムはウラン-235として、<u>アメリカシウム-241はプルトニウムとして</u>取り扱う。</p>																																
<p>8. 使用済燃料の処分の方法</p> <p>使用済燃料は、<u>独立行政法人日本原子力研究開発機構の再処理施設において、又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理業者である Unite d Kingdom Atomic Energy Authority 若しくは、Commissariat a l' Energie Atomique に委託して再処理を行うこととする。</u>海外再処理を行うに際しては、政府の確認を受けることとする。海外再処理によって得られるプルトニウム及び濃縮ウランは<u>国内に持ち帰ることとし、また再処理によって得られるプルトニウム、若しくは濃縮ウランを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。</u></p>	<p>8. 使用済燃料の処分の方法</p> <p>使用済燃料については、<u>国内</u>又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行う<u>こととし、再処理のために引き渡すまでの間、高速実験炉原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備にて使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。</u></p> <p>海外再処理を行うに際しては、政府の確認を受けることとする。海外再処理によって得られるプルトニウム及び濃縮ウランは、<u>国内に持ち帰る又は海外に移転する。また再処理によって得られるプルトニウム、若しくは濃縮ウランを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。</u></p>																																
<p>9. 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事項 (省略)</p>	<p>9. 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事項 (変更なし)</p>																																

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【本文（図表）】

変更前

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	85体	
内側燃料集合体	25体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	21体	
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	7体 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	7体 1体	D型照射燃料集合体との合計*1 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	7体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	7体 1体	B型照射燃料集合体との合計*2 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、I～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。

*1 照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、D型照射燃料集合体と照射用実験装置との合計。

*2 照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、B型照射燃料集合体と照射用実験装置との合計。

変更後

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 2体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素又は基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	4体 1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体 1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素又は基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、III型特殊燃料要素、IV型特殊燃料要素、A型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				ペレット最大 溶融割合*2
	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	
集合体	2,530℃ (2,500℃)								
炉心燃料集合体	675℃ (650℃)								
装填燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	B型照射燃料集 合体装填時のみ
I型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
II型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
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℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃ [890℃]	—	700℃ [890℃]	700℃ [890℃]	—
I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℃]	—
II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℃]	—
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℃]	—
照射燃料集合体	—	1,930℃	—	1,930℃	—	—	700℃	700℃	—
炭化物試験用要素	—	2,140℃	—	2,140℃	—	—	700℃	700℃	—
窒化物試験用要素	—	—	—	—	—	—	650℃	—	20%
高線出力試験用要素	—	—	—	—	—	—	—	—	—
F F D L試験用要素	—	2,540℃	—	—	—	—	700℃	—	—
先行試験用要素	—	溶融温度以下*3	—	—	—	—	750℃	—	20%*4
基礎試験用要素	—	溶融温度以下	—	—	—	—	750℃	—	—
A型炉心燃料要素	2,530℃ (2,500℃)	—	—	—	675℃ (650℃)	—	—	—	—
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	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*5 750℃*6 (外側容器：675℃)								

※ ()の値は、移行炉心のみ適用する。[]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 : 先行試験用要素にあつては、内壁構造容器または密封構造容器の最大溶融割合。

*3 : 炭化物燃料を除く。

*4 : 炭化物燃料の場合。

*5 : 照射物最高温度。

*6 : 照射燃料キャプセル最高温度。

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
	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	
集合体	2,350℃								
炉心燃料集合体	620℃								
装填燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	B型照射燃料集 合体装填時のみ
I型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
II型特殊燃料要素	2,540℃	同左	同左	同左	700℃	同左	同左	同左	—
III型特殊燃料要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃ [890℃]	—	700℃ [890℃]	700℃ [890℃]	—
IV型特殊燃料要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	660℃ [810℃]	—	610℃ [810℃]	610℃ [810℃]	—
I型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃	—	750℃	750℃	20%*3
II型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	750℃	—	750℃	750℃	—
III型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	620℃	—	—	—	—
IV型限界照射試験用要素	2,540℃ [2,680℃]	同左	—	2,540℃ [2,680℃]	—	—	700℃ (890℃)	700℃ (890℃)	—
先行試験用要素	—	溶融温度以下*2	—	—	—	—	675℃	—	—
基礎試験用要素	—	溶融温度以下	—	—	—	—	675℃	—	—
A型炉心燃料要素	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	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℃*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 : 炭化物燃料を除く。

*3 : 炭化物燃料の場合。

*4 : 照射物最高温度。

*5 : 照射燃料キャプセル最高温度。

変更前

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	
	種類	燃料ペレット部		ウラン濃縮度	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		
		ブルトニウム含有率*1	核分裂性ブルトニウム富化度*2						ブルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度	燃料要素有効長さ
集合体 炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	ブルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	30wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%	オーステナイト系ステンレス鋼	約5.5	約0.35	約50cm	同上	
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	
核特性測定用要素	—	—	—	—	—	ステンレス鋼	同上	同上	—	—	

変更後

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	
	種類	燃料ペレット部		ウラン濃縮度	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		
		ブルトニウム含有率*1	核分裂性ブルトニウム富化度*2						ブルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度	燃料要素有効長さ
集合体 炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	ブルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%	オーステナイト系ステンレス鋼	約5.5	約0.35	約50cm	同上	
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	

変更前

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	
	燃料部		熱遮へい部		材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)		
	プルトニウム 混合比*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 I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 同上 同上 同上	30wt%以下	—	原子炉級	48wt%以下	オーステナイト系 ステンレス鋼	5.4~5.8	0.3~0.5	50cm以下*5
II型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	41wt%以下	同上	6.4~6.8	0.4~0.6	同上
III型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	26wt%以下	同上	6.4~8.5	0.4~0.7	同上
IV型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	24wt%以下	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
I型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	48wt%以下	オーステナイト系 ステンレス鋼	5.4~5.8	0.3~0.5	同上
II型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	41wt%以下	同上	6.4~6.8	0.4~0.6	同上
III型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	26wt%以下	同上	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	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
炭化物試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合炭化物 焼結ペレット	25wt%以下	—	同上	26wt%以下	オーステナイト系 ステンレス鋼	約8.5	約0.45	同上
窒化物試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合窒化物 焼結ペレット	30wt%以下	—	同上	29wt%以下	同上	7.5~8.5	0.45~0.50	同上
高線出力試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物 焼結ペレット	同上	—	同上	26wt%以下	同上	約7.5	約0.40	同上
FFDL試験用要素 先行試験用要素	プルトニウムまたは混合 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	—	同上	約18wt%	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 (炭化物分散強化型 を含む)	約5.5 5.4~8.5	約0.35 0.3~0.8	同上 同上
基礎試験用要素	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・ ウラン混合金属セラグ	左欄について、 それぞれ 30wt%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 セラグ	同上	同上	同上

変更後

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	
	燃料部		熱遮へい部		材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)		
	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 同上	32wt%以下	25wt%以下	原子炉級	26wt%以下	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	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	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	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混合 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	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 (炭化物分散強化型 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 混合炭化物焼結ペレット、 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・ ウラン混合金属セラグ	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	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、炭化物 分散強化型を含む)	同上	同上	同上

変更前

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		燃料材		熱遮へい部		材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)	燃料部	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 A型用炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット 同上 同上	30wt%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*5 同上 同上	燃料部 燃料部

- * 1 : 酸化燃料は $\text{PuO}_2 / (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$ 、炭化物燃料は $\text{PuC} / (\text{PuC} + \text{UC})$ 、窒化物燃料は $\text{PuN} / (\text{PuN} + \text{UN})$ 。
- * 2 : $(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + \text{U})$ 。
- * 3 : 劣化ウラン。
- * 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。
- * 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。
- * 6 : 燃料材の他、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入させる場合がある。ただし、マイナーアクチノイド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。
- * 7 : ペレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。

変更後

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		燃料材		熱遮へい部		材料	外径 (mm)	肉厚 (mm)	燃料部	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 A型用炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット 同上 同上	32wt%以下 同上 同上	約16wt% 約21wt% 25wt%以下	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*5 同上 同上	燃料部 燃料部

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

変更前

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 核特性測定用要素 燃料要素ピッチ		127本 最大3本 約6.5mm

変更後

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 燃料要素ピッチ		127本 約6.5mm

変更前

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
	バンドル型	コンパートメント型		
コンパートメント	—	1本	6本	6~18本
装填個数	—	最大1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	—	—	6本*1, *2	最大6本*1
γ型コンパートメント	—	—	—	最大18本*1
δ型コンパートメント	—	—	—	—
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大30本
I~IV型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大30本
I~IV型限界照射試験用要素	—	最大1本	最大6本	最大6本
炭化物試験用要素	—	—	最大18本	最大18本
窒化物試験用要素	—	—	最大24本	最大24本
高線出力試験用要素	—	—	最大24本*3	—
FFDL試験用要素 (スリット付)	—	—	最大2本*3	—
FFDL試験用要素 (スリットなし)	—	—	最大1本*3	—
先行試験用要素	—	—	最大6本	—
基礎試験用要素	—	—	最大6本	—
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	6~11mm	6~11mm
I~IV型特殊燃料要素	—	同上	同上	同上
I~IV型限界照射試験用要素	—	—	9~11mm	9~11mm
炭化物試験用要素	—	—	8~11mm	8~11mm
窒化物試験用要素	—	—	同上	—
高線出力試験用要素	—	—	6~11mm	—
FFDL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	—	—	—	—

変更後

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
	バンドル型	コンパートメント型		
コンパートメント	(該当なし)	1本	6本	6~18本
装填個数	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)
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)
β型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	6本*1	最大6本*1
γ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大18本*1
δ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	—
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30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	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)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (内側及び外側)	最大108本	最大108本	(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	最大18本
燃料要素ピッチ	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	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)
A型用炉心燃料要素	(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	6~11mm
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	6~11mm

変更前

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

項目	照射燃料集合体			γ型
	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	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
ピントアイロッド 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	1本または3本 ステンレス鋼
シュラウド管 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	最大5本	1本	最大5本 ^{*4}	最大5本 ^{*4}
I～IV型特殊燃料要素	最大5本	—	最大5本	最大5本
I～IV型限界照射試験用要素	—	最大1本	最大1本 ^{*5}	最大1本 ^{*5}
炭化物試験用要素	—	—	最大3本	最大3本
窒化物試験用要素	—	—	最大4本	最大4本
高線出力試験用要素	—	—	最大4本	最大4本
F F D L試験用要素 (スリット付)	—	—	最大1本 ^{*6}	最大1本 ^{*6}
F F D L試験用要素 (スリットなし)	—	—	最大1本 ^{*6}	最大1本 ^{*6}
先行試験用要素	—	—	—	—
基礎試験用要素	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	—	最大3本 ^{*5}	最大3本 ^{*5}

変更後

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

項目	照射燃料集合体			γ型
	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	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
ピントアイロッド 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	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)	(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)	(該当なし) (該当なし)
装填燃料要素個数	最大5本	1本	最大5本 ^{*2}	最大5本 ^{*2}
III型及びIV型特殊燃料要素	最大5本	(該当なし)	最大5本	最大5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1本 ^{*3}	最大1本 ^{*3}
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(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)	(該当なし)	最大3本 ^{*3}

第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)

第4表 燃料集合体の主要仕様 (4/4)

集合体		照射燃料集合体	
項目		コンパートメント	
		γ型	
		先行試験用	基礎試験用
外管	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
個数			
材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
内管			
個数	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
材料			
シユラウド管	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
個数			
材料	内壁構造容器1本*7 ステンレス鋼	同左 同左	— —
内壁構造容器または密封構造容器			
個数	1本*4	同左 同左	同左 最大1本
材料			
装填燃料要素個数	I~IV型特殊燃料要素	— —	— —
I~IV型特殊燃料要素			
I~IV型限界照射試験用要素	炭化物試験用要素	— —	— —
炭化物試験用要素			
窒化物試験用要素	高線出力試験用要素	— —	— —
高線出力試験用要素			
FFDL試験用要素 (スリット付)	FFDL試験用要素 (スリットなし)	— —	— —
FFDL試験用要素 (スリットなし)			
先行試験用要素	基礎試験用要素	— —	— —
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る。
- *2 : FFDL試験用要素を装填する照射燃料集合体については、FFDL試験用要素 (スリット付) を装填したコンパートメント2本、FFDL試験用要素 (スリットなし) を装填したコンパートメント本及び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3本を1体の照射燃料集合体に装填する。
- *3 : 同一の照射燃料集合体には、他の燃料要素を同時に装填しない。
- *4 : 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 (FFDL試験にあつては5本) を装填する。
- *5 : 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。
- *6 : FFDL試験用要素を装填するコンパートメントについては、FFDL試験用要素1本をステンレス鋼のダミー要素4本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- *7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第4表 燃料集合体の主要仕様 (4/4)

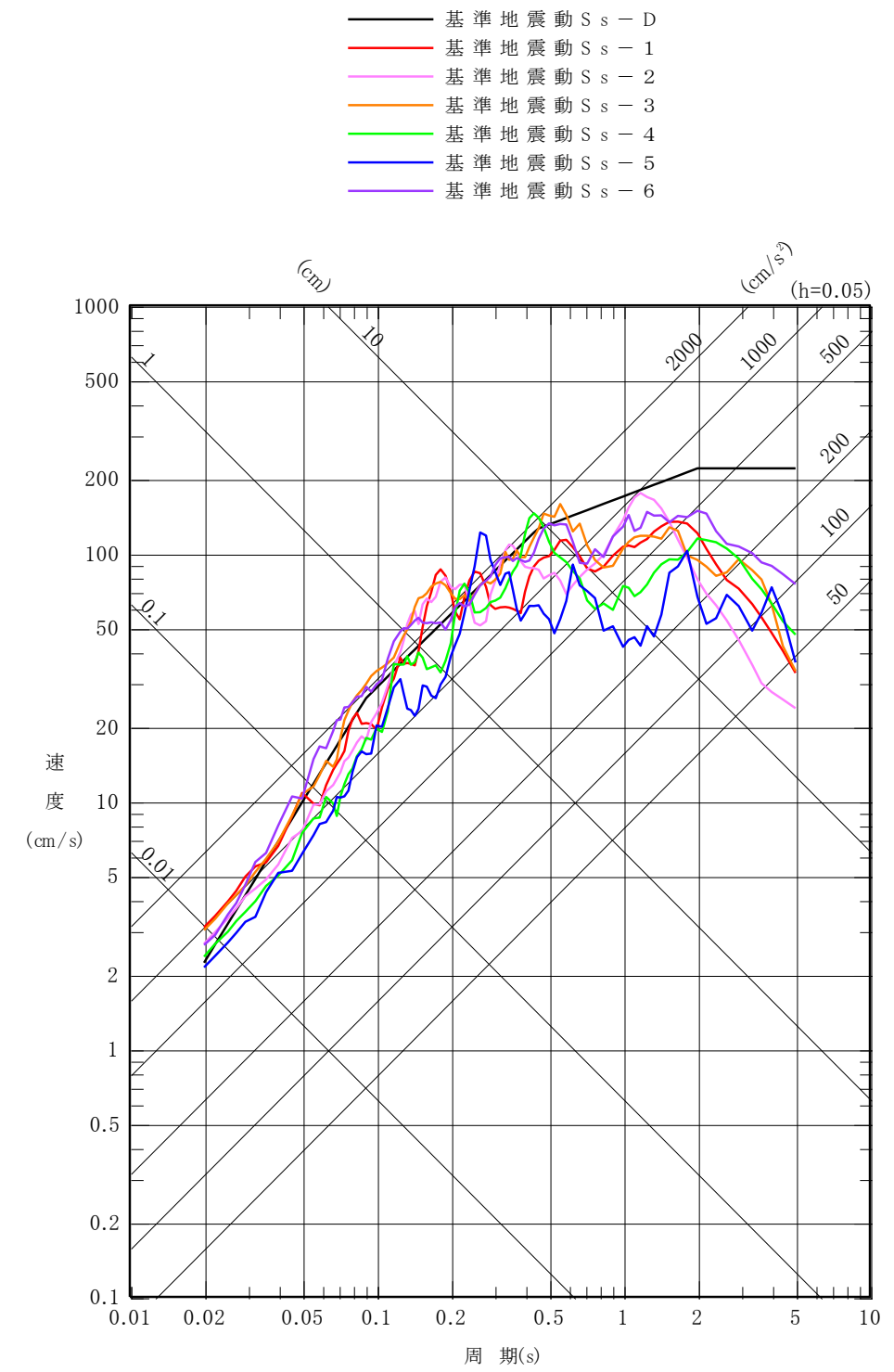
第4表 燃料集合体の主要仕様 (4/4)

集合体		照射燃料集合体	
項目		コンパートメント	
		γ型	
		先行試験用	基礎試験用
外管	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
個数			
材料	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
内管			
個数	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
材料			
シユラウド管	1本 ステンレス鋼	同左 同左	同左 同左
個数			
材料	内壁構造容器1本*4 ステンレス鋼	同左 同左	(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	1本*2 (該当なし)	同左 (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)
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	— —	— —
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	— —	— —
基礎試験用要素			
限界照射試験用補助要素	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。

変更前

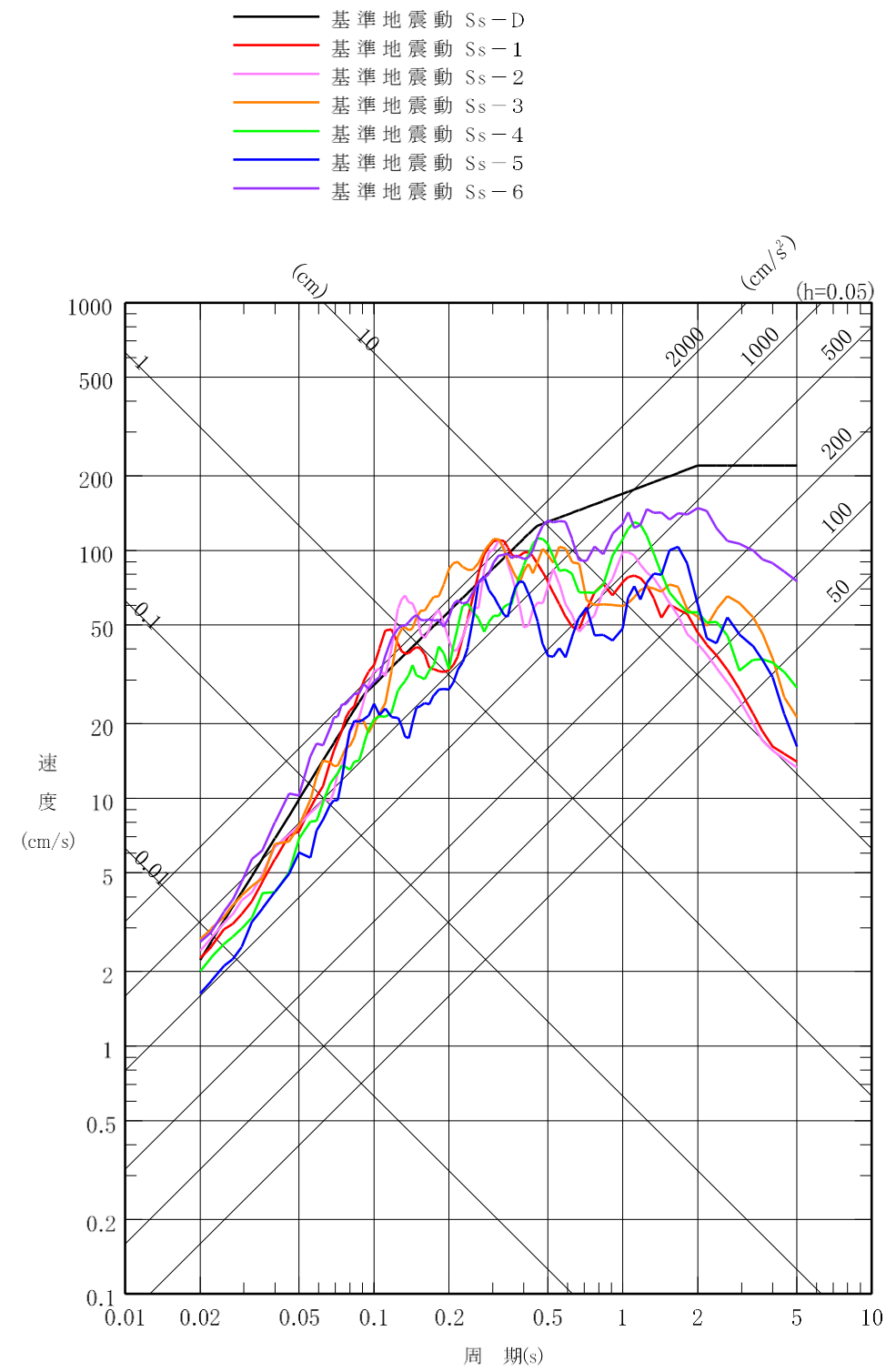
変更後



第1図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(NS成分)

変更前

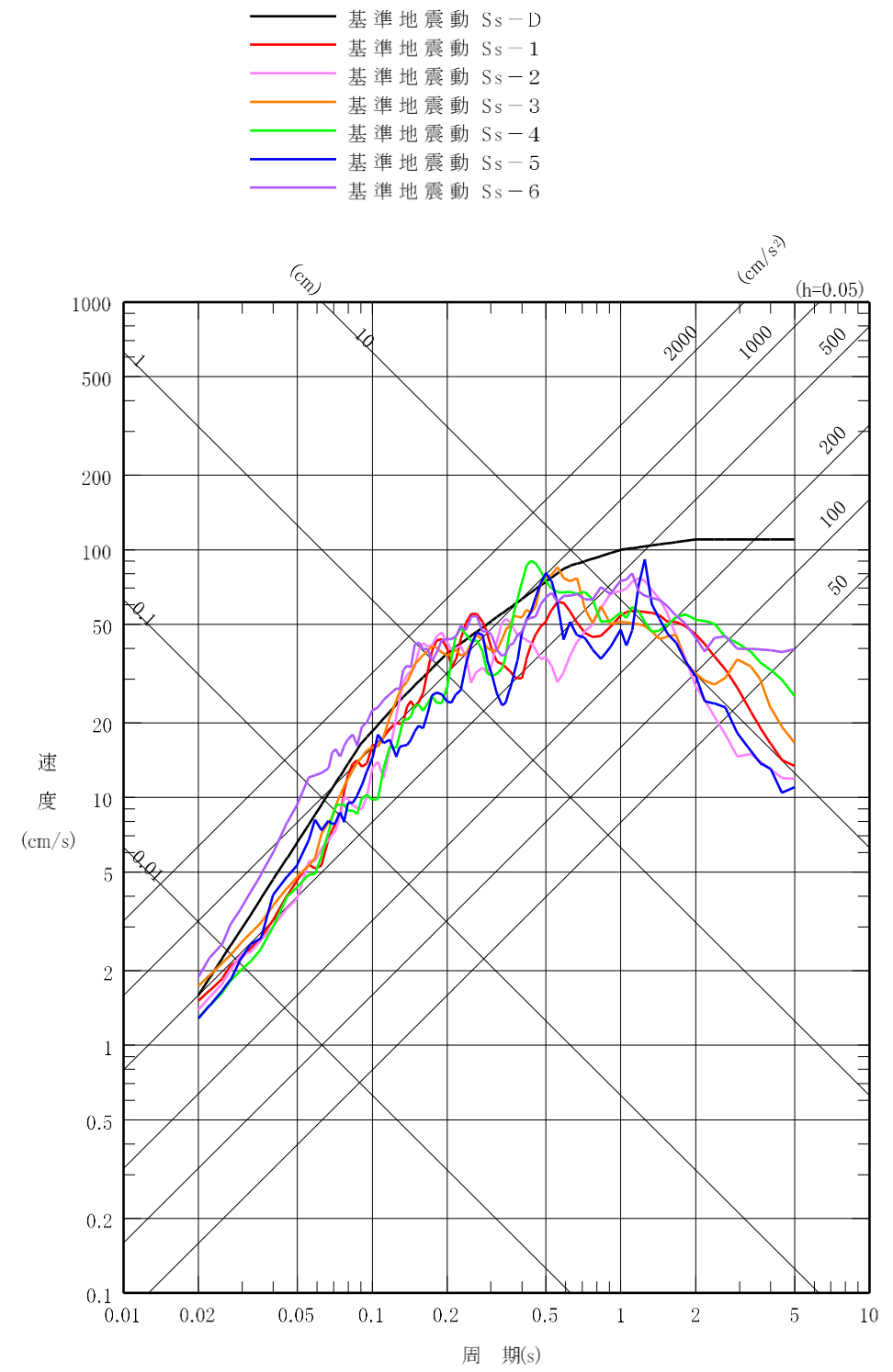
変更後



第2図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(EW 成分)

変更前

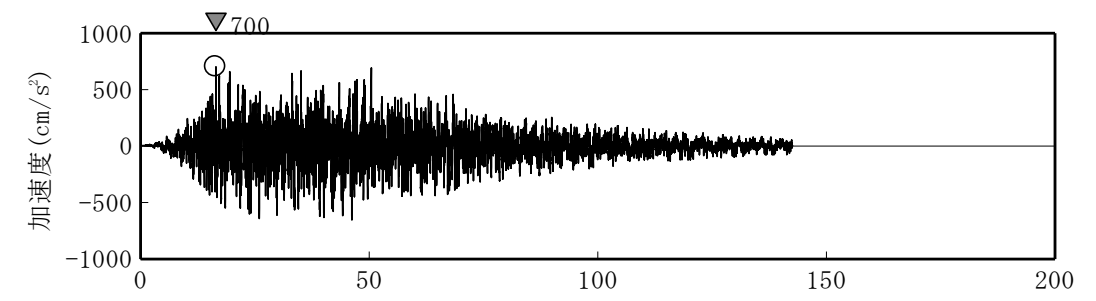
変更後



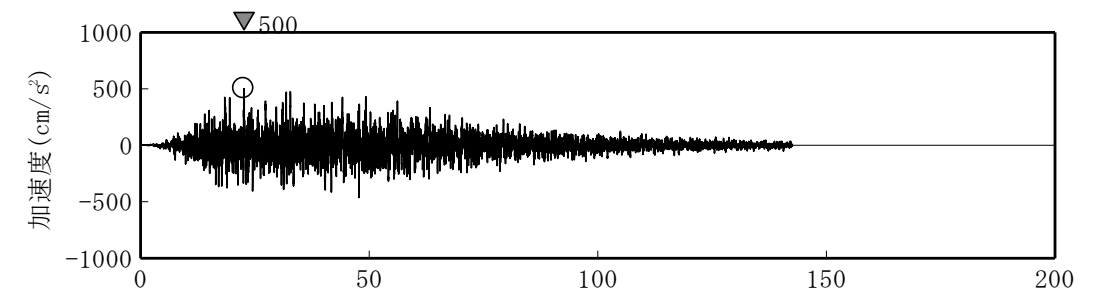
第3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル
(UD成分)

変更前

変更後



時間 (s)
(水平成分)

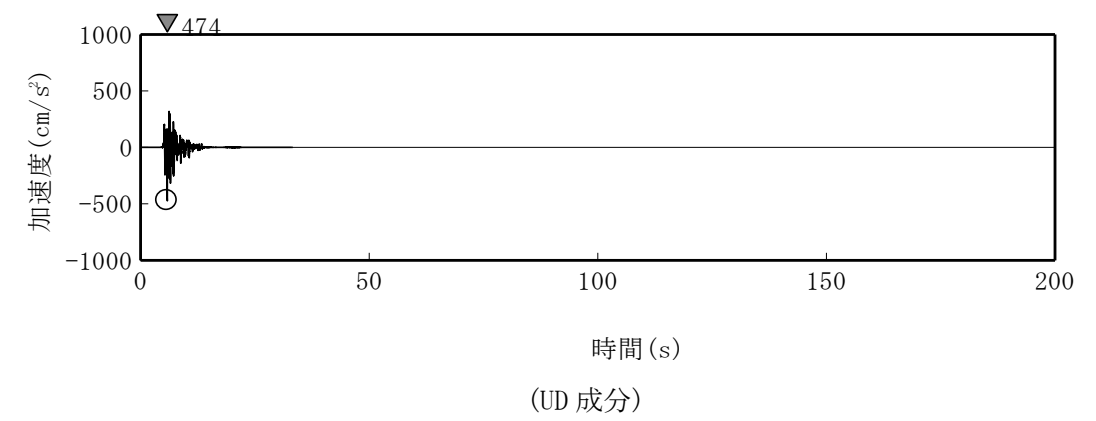
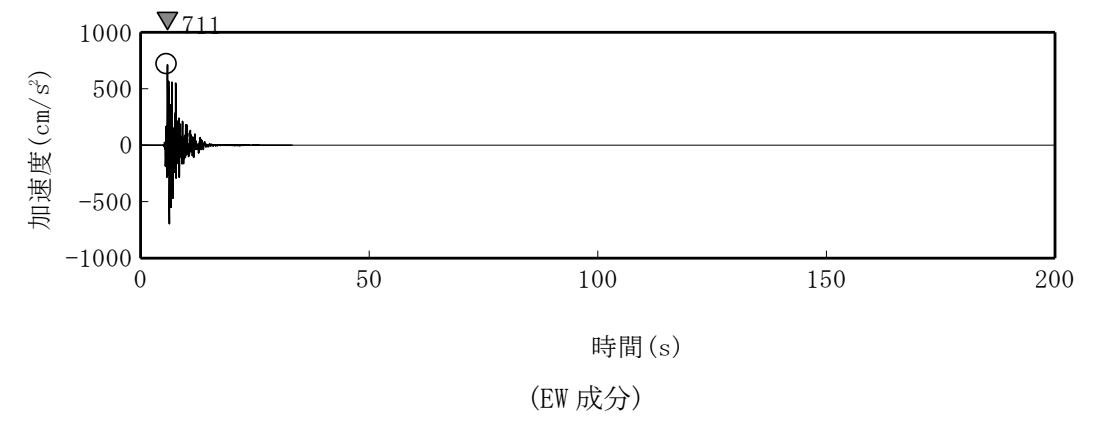
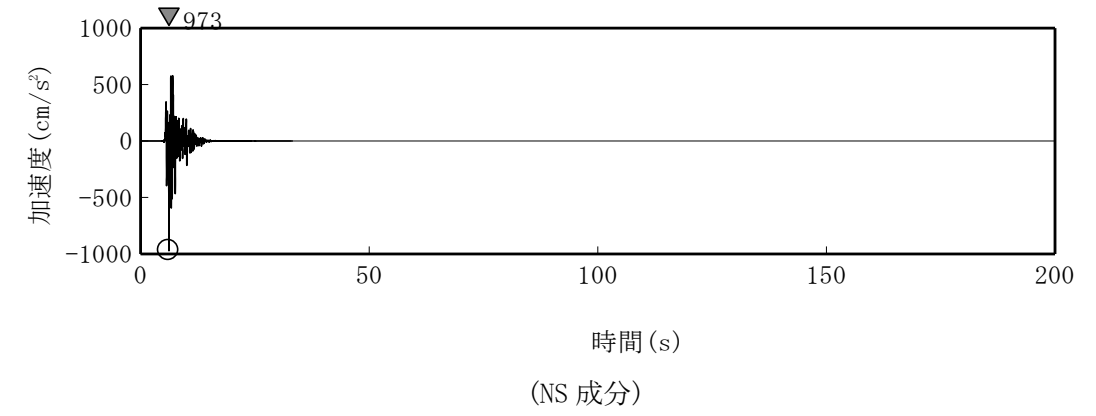


時間 (s)
(鉛直成分)

第4図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

変更前

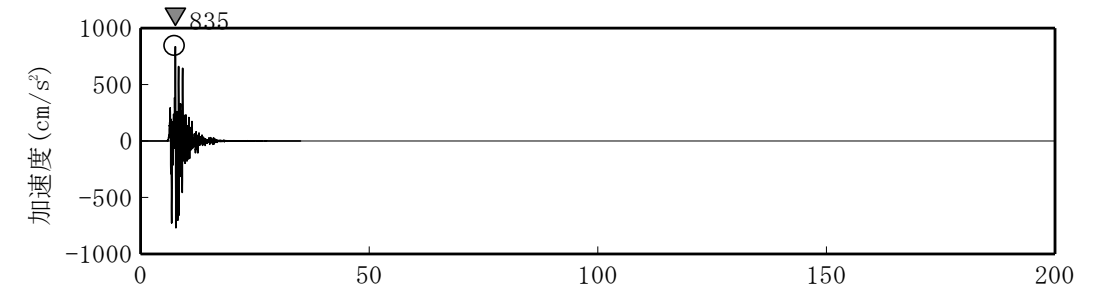
変更後



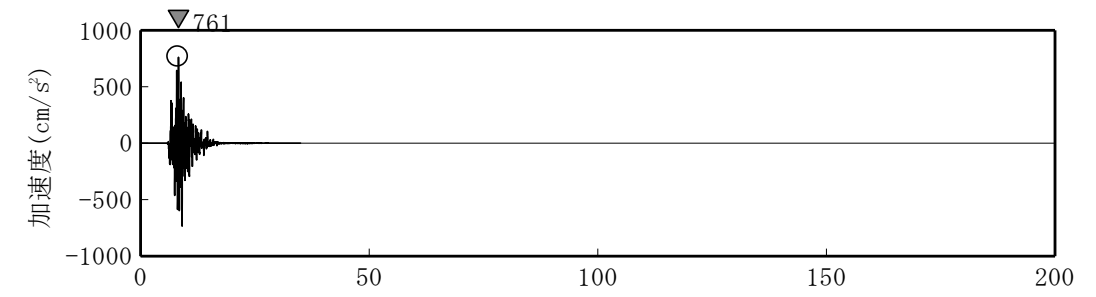
第5図 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

変更前

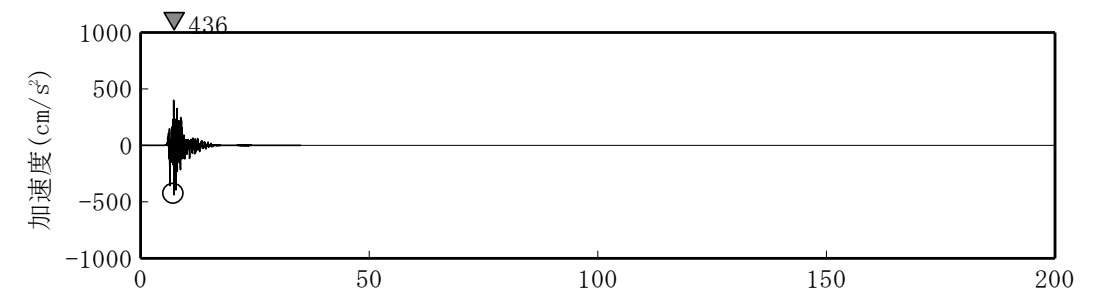
変更後



時間 (s)
(NS 成分)



時間 (s)
(EW 成分)

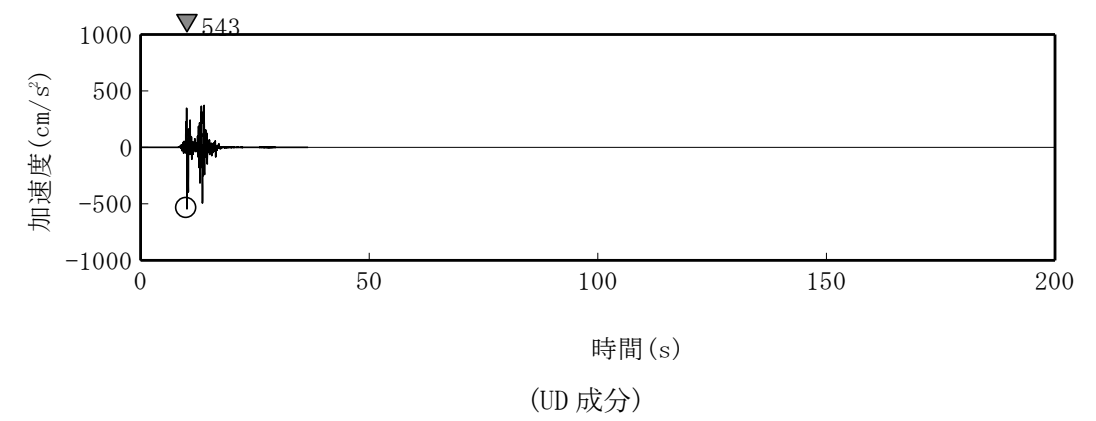
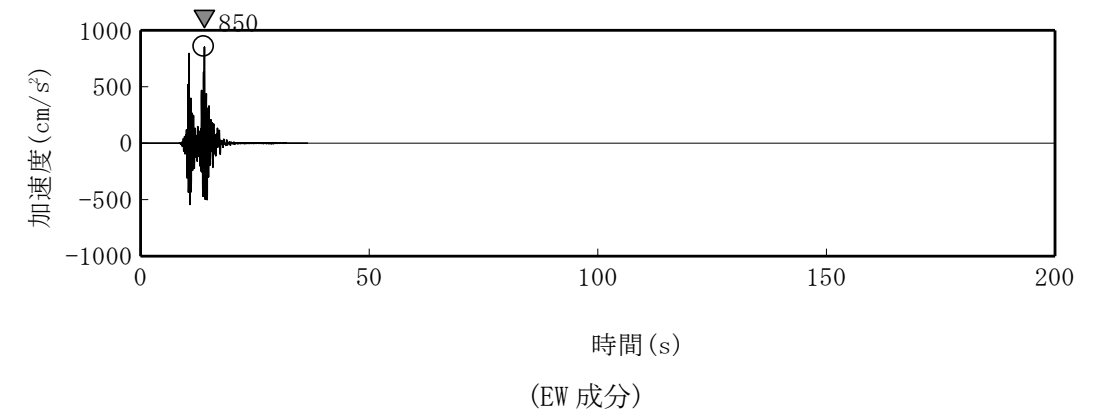
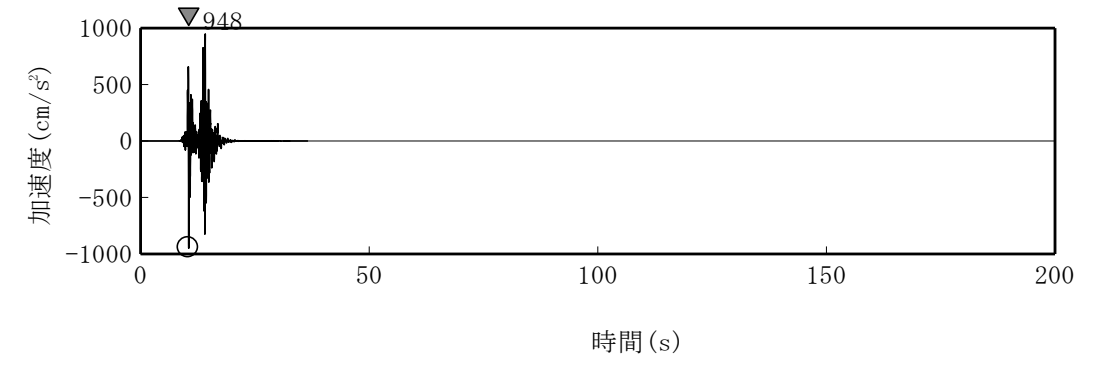


時間 (s)
(UD 成分)

第 6 図 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

変更前

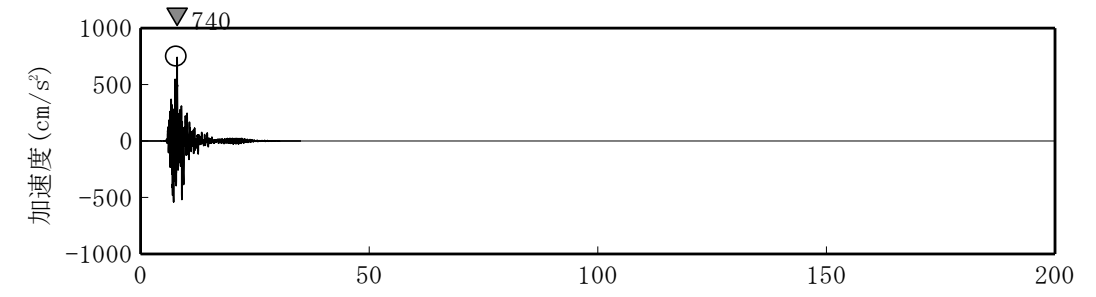
変更後



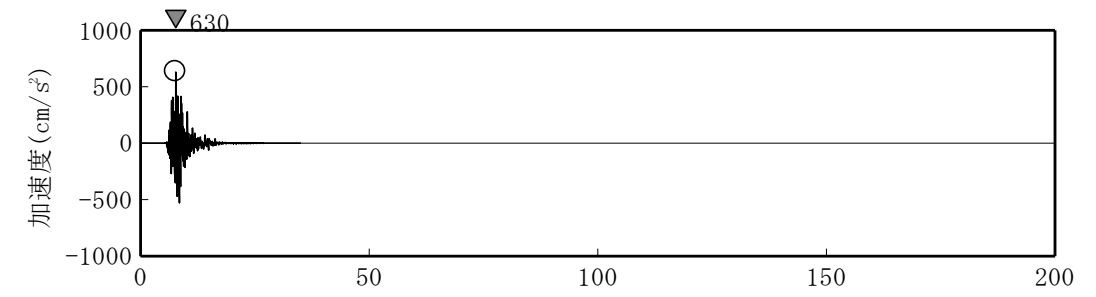
第 7 図 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

変更前

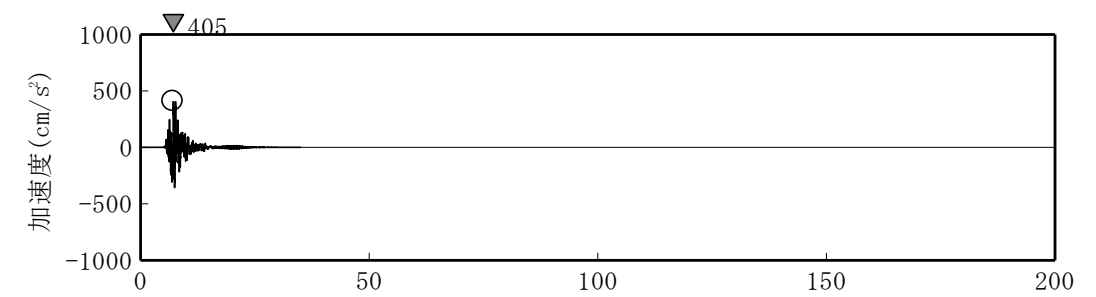
変更後



時間 (s)
(NS 成分)



時間 (s)
(EW 成分)

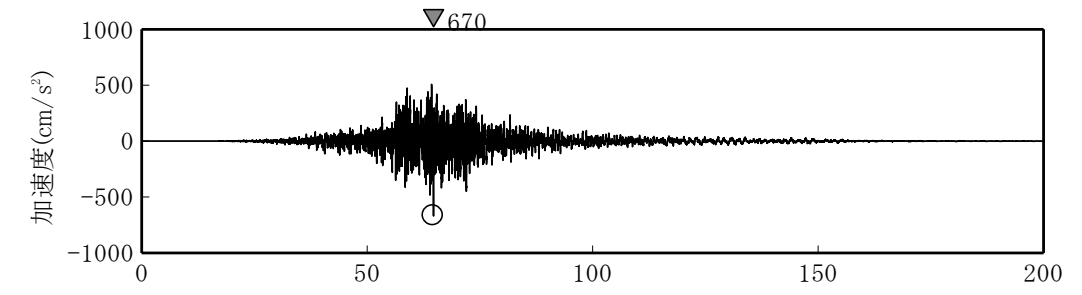


時間 (s)
(UD 成分)

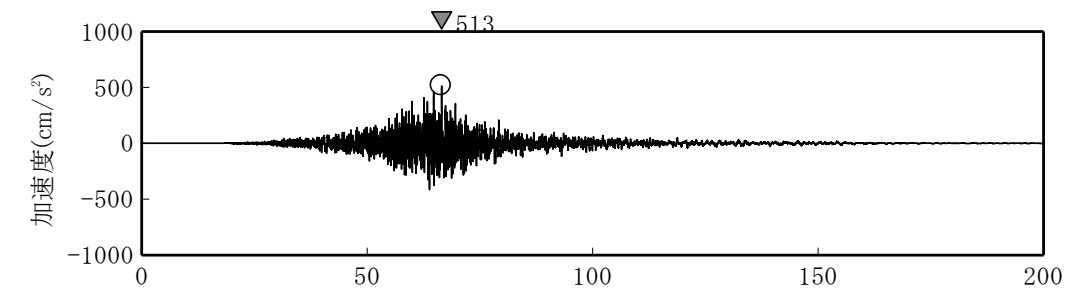
第 8 図 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

変更前

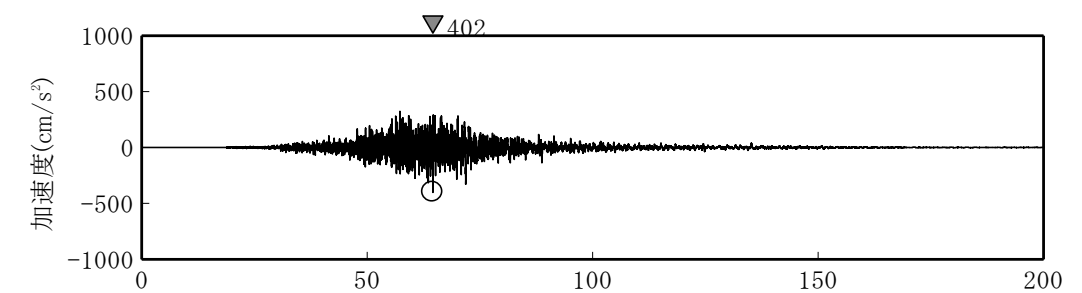
変更後



時間(s)
(NS 成分)



時間(s)
(EW 成分)

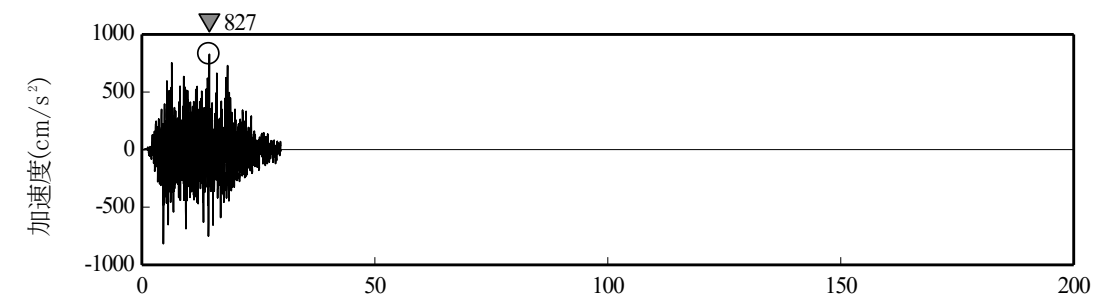


時間(s)
(UD 成分)

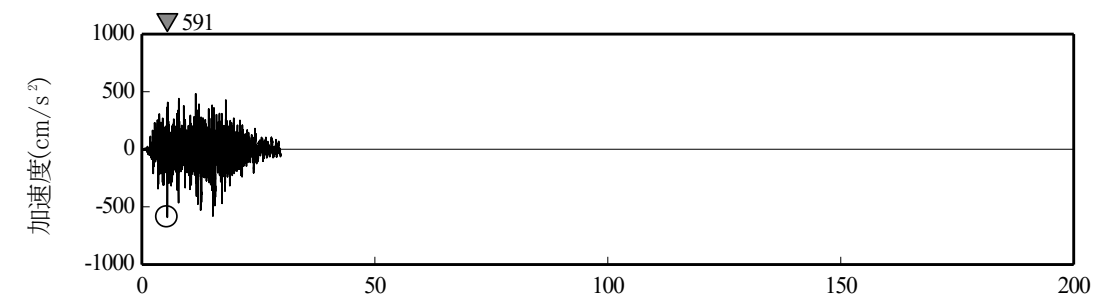
第9図 基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形

変更前

変更後



時間(s)
(水平成分)

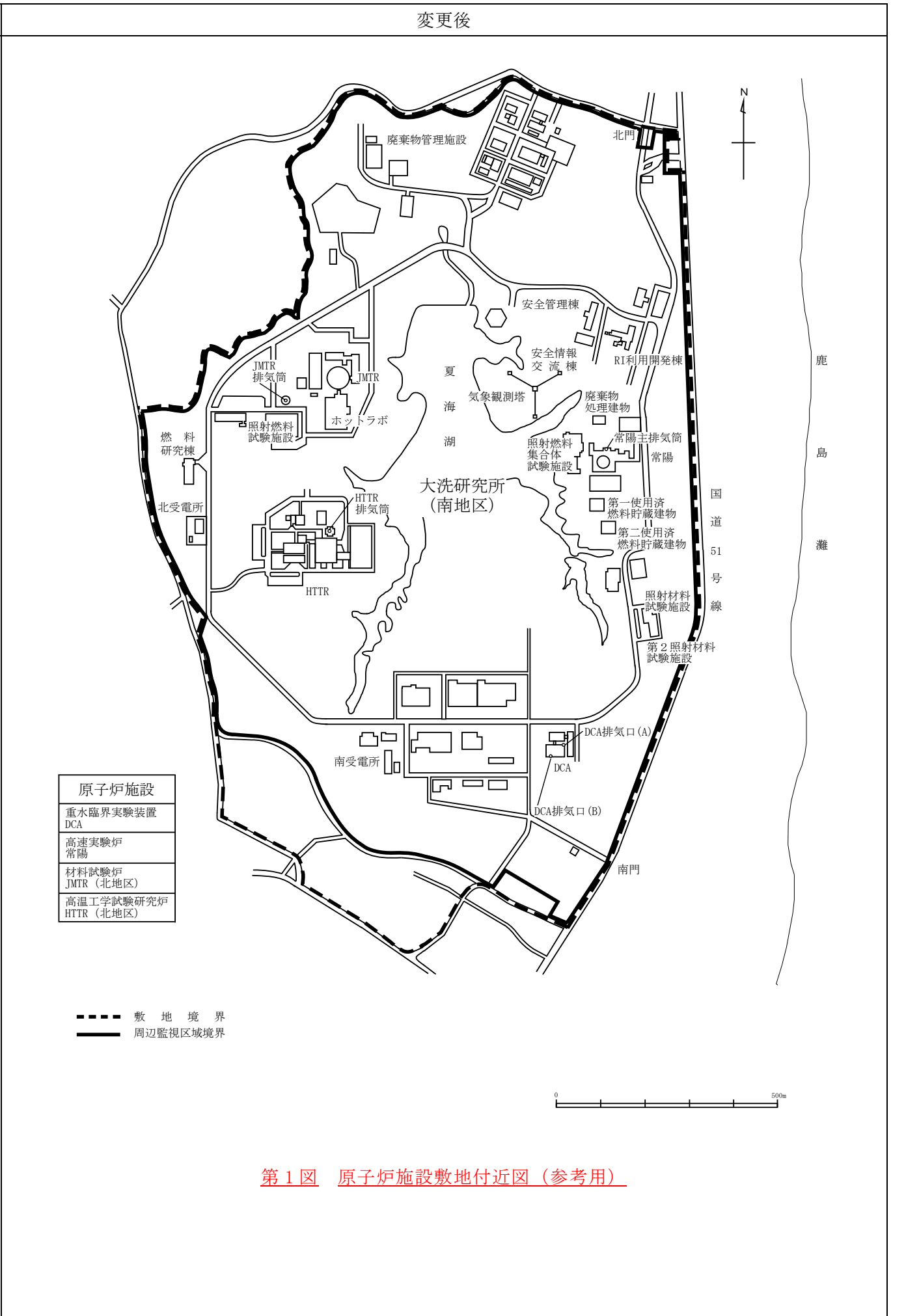
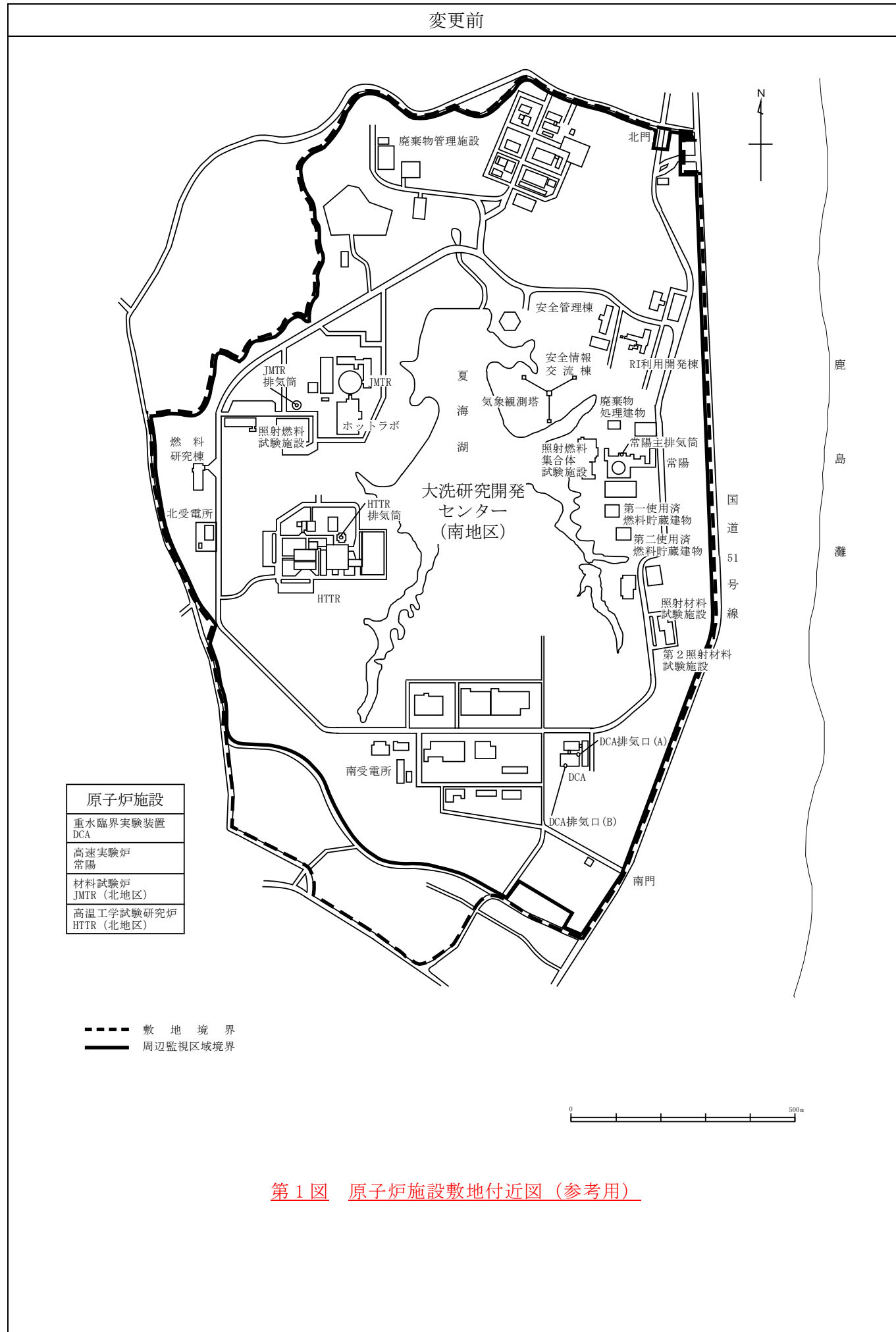


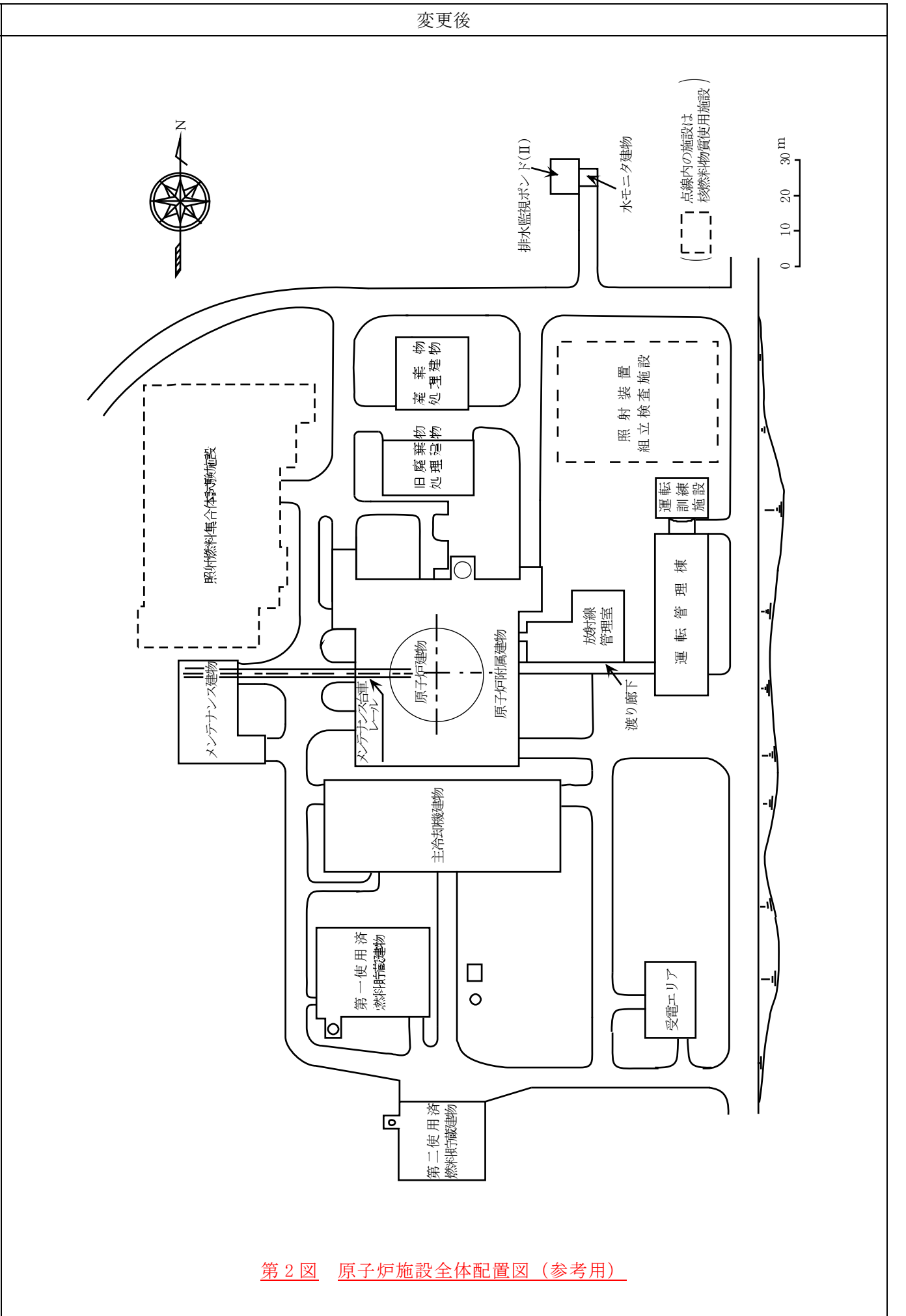
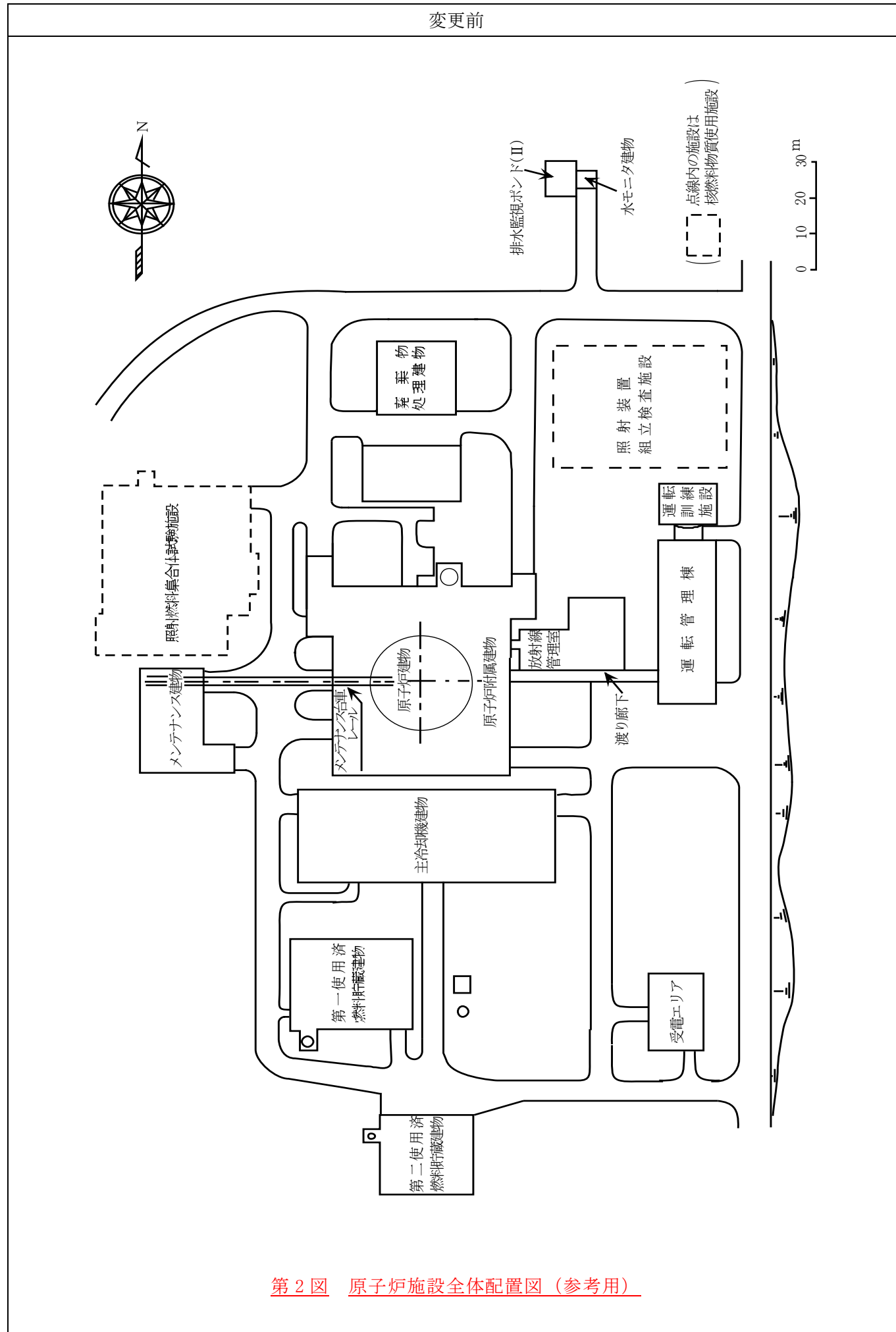
時間(s)
(鉛直成分)

第 1 0 図 基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形

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）の新旧対比表
【申請書添付参考図面】

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">申請書添付参考図面目録</p> <p>第 1 図 …… 原子炉施設敷地付近図</p> <p>第 2 図 …… 原子炉施設全体配置図</p> <p>第 3 図 …… 原子炉建物縦断面図</p> <p>第 4.1 図 …… 原子炉建物 2 階平面図</p> <p>第 4.2 図 …… 原子炉建物 1 階平面図</p> <p>第 4.3 図 …… 原子炉建物地下中 1 階平面図</p> <p>第 4.4 図 …… 原子炉建物地下 1 階平面図</p> <p>第 4.5 図 …… 原子炉建物地下 2 階平面図</p> <p>第 5.1 図 …… 主冷却機建物 1 階平面図</p> <p>第 5.2 図 …… 主冷却機建物断面図</p> <p>第 6.1 図 …… 原子炉本体断面図</p> <p>第 7.1 図 …… 平衡炉心配置図</p> <p>第 8.1 図 …… 炉心燃料集合体</p> <p>第 8.2 図 …… 照射燃料集合体</p> <p><u>第 8.3 図 …… 核特性測定用要素</u></p> <p>第 9 図 …… 原子炉冷却系系統図</p> <p>第 10 図 …… 原子炉制御系統図</p> <p>第 11 図 …… 安全保護回路概要図</p> <p>第 12.1 図 …… 制御棒構造概要図</p> <p>第 13.1 図 …… 制御棒駆動機構概要図</p> <p>第 14 図 …… 気体廃棄物処理系統図</p> <p>第 15 図 …… 液体廃棄物処理系統図</p> <p>第 16 図 …… 原子炉格納施設換気系統図</p> <p>第 17.1 図 …… 第一使用済燃料貯蔵建物 1 階平面図</p> <p>第 17.2 図 …… 第二使用済燃料貯蔵建物 1 階平面図</p> <p>第 18.1 図 …… 第一使用済燃料貯蔵建物断面図</p> <p>第 18.2 図 …… 第二使用済燃料貯蔵建物断面図</p> <p>第 19.1 図 …… 内側反射体</p> <p>第 19.2 図 …… 外側反射体 (A)</p> <p>第 19.3 図 …… 遮へい集合体</p> <p>第 20.1 図 …… 計測線付 C 型照射燃料集合体</p> <p>第 21.1 図 …… A 型照射燃料集合体—限界照射試験用</p> <p>第 21.2 図 …… B 型照射燃料集合体—限界照射試験用</p> <p><u>第 21.3 図 …… B 型照射燃料集合体—高線出力試験用</u></p> <p><u>第 21.4 図 …… B 型照射燃料集合体—FFDL 試験用</u></p> <p>第 21.5 図 …… B 型照射燃料集合体—先行試験用</p> <p>第 21.6 図 …… B 型照射燃料集合体—基礎試験用</p>	<p style="text-align: center;">申請書添付参考図面目録</p> <p>第 1 図 …… 原子炉施設敷地付近図</p> <p>第 2 図 …… 原子炉施設全体配置図</p> <p>第 3 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物縦断面図</p> <p>第 4.1 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物 2 階平面図</p> <p>第 4.2 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物 1 階平面図</p> <p>第 4.3 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物地下中 1 階平面図</p> <p>第 4.4 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物地下 1 階平面図</p> <p>第 4.5 図 …… 原子炉建物及び原子炉附属建物地下 2 階平面図</p> <p>第 5.1 図 …… 主冷却機建物 1 階平面図</p> <p>第 5.2 図 …… 主冷却機建物断面図</p> <p>第 6.1 図 …… 原子炉本体断面図</p> <p>第 7.1 図 …… 平衡炉心配置図</p> <p>第 8.1 図 …… 炉心燃料集合体</p> <p>第 8.2 図 …… 照射燃料集合体</p> <p>第 9 図 …… 原子炉冷却系統図</p> <p>第 10 図 …… 原子炉制御系統図</p> <p>第 11 図 …… 安全保護回路概要図</p> <p>第 12.1 図 …… 制御棒構造概要図</p> <p>第 13.1 図 …… 制御棒駆動機構概要図</p> <p>第 14 図 …… 気体廃棄物処理系統図</p> <p>第 15 図 …… 液体廃棄物処理系統図</p> <p>第 16 図 …… 原子炉格納施設等換気系統図</p> <p>第 17.1 図 …… 第一使用済燃料貯蔵建物 1 階平面図</p> <p>第 17.2 図 …… 第二使用済燃料貯蔵建物 1 階平面図</p> <p>第 18.1 図 …… 第一使用済燃料貯蔵建物断面図</p> <p>第 18.2 図 …… 第二使用済燃料貯蔵建物断面図</p> <p>第 19.1 図 …… 内側反射体</p> <p>第 19.2 図 …… 外側反射体 (A)</p> <p>第 19.3 図 …… 遮へい集合体</p> <p>第 20.1 図 …… 計測線付 C 型照射燃料集合体</p> <p>第 21.1 図 …… A 型照射燃料集合体—限界照射試験用</p> <p>第 21.2 図 …… B 型照射燃料集合体—限界照射試験用</p> <p>第 21.3 図 …… B 型照射燃料集合体—先行試験用</p> <p>第 21.4 図 …… B 型照射燃料集合体—基礎試験用</p>

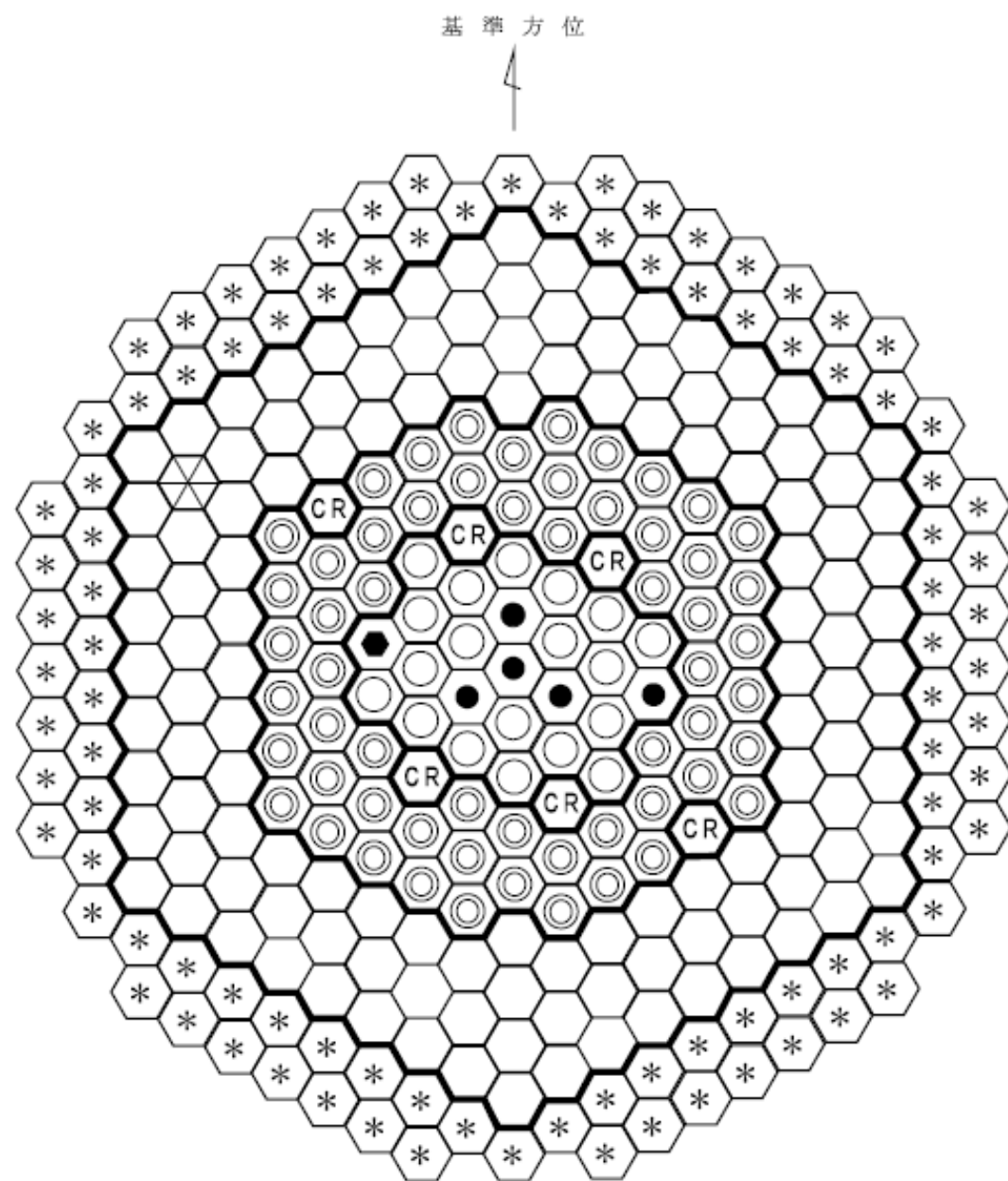




変更前	変更後
<p data-bbox="590 191 1080 264">第 3 図 原子炉建物縦断面図（参考用） （省略）</p> <p data-bbox="563 323 1107 396">第 4.1 図 原子炉建物 2 階平面図（参考用） （省略）</p> <p data-bbox="563 455 1107 529">第 4.2 図 原子炉建物 1 階平面図（参考用） （省略）</p> <p data-bbox="522 588 1148 661">第 4.3 図 原子炉建物地下中 1 階平面図（参考用） （省略）</p> <div data-bbox="299 877 1391 1774" style="border: 1px dashed red; padding: 20px; margin: 20px 0;"> <div data-bbox="451 1184 1252 1247" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。</div> </div> <p data-bbox="534 1848 1148 1879">第 4.4 図 原子炉建物地下 1 階平面図（参考用）</p>	<p data-bbox="1736 191 2475 264">第 3 図 原子炉建物及び原子炉附属建物縦断面図（参考用） （変更なし）</p> <p data-bbox="1709 323 2502 396">第 4.1 図 原子炉建物及び原子炉附属建物 2 階平面図（参考用） （変更なし）</p> <p data-bbox="1709 455 2502 529">第 4.2 図 原子炉建物及び原子炉附属建物 1 階平面図（参考用） （変更なし）</p> <p data-bbox="1668 588 2543 661">第 4.3 図 原子炉建物及び原子炉附属建物地下中 1 階平面図（参考用） （変更なし）</p> <div data-bbox="1555 877 2647 1774" style="border: 1px dashed red; padding: 20px; margin: 20px 0;"> <div data-bbox="1739 1184 2540 1247" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。</div> </div> <p data-bbox="1682 1848 2534 1879">第 4.4 図 原子炉建物及び原子炉附属建物地下 1 階平面図（参考用）</p>

変更前	変更後
<p>第 4.3 図 原子炉建物地下 2 階平面図 (参考用) (省略)</p> <p>第 5.1 図 主冷却機建物 1 階平面図 (参考用) (省略)</p> <p>第 5.2 図 主冷却機建物断面図 (参考用) (省略)</p> <p>第 6.1 図 原子炉本体断面図 (参考用) (省略)</p>	<p>第 4.3 図 原子炉建物及び原子炉附属建物地下 2 階平面図 (参考用) (変更なし)</p> <p>第 5.1 図 主冷却機建物 1 階平面図 (参考用) (変更なし)</p> <p>第 5.2 図 主冷却機建物断面図 (参考用) (変更なし)</p> <p>第 6.1 図 原子炉本体断面図 (参考用) (変更なし)</p>

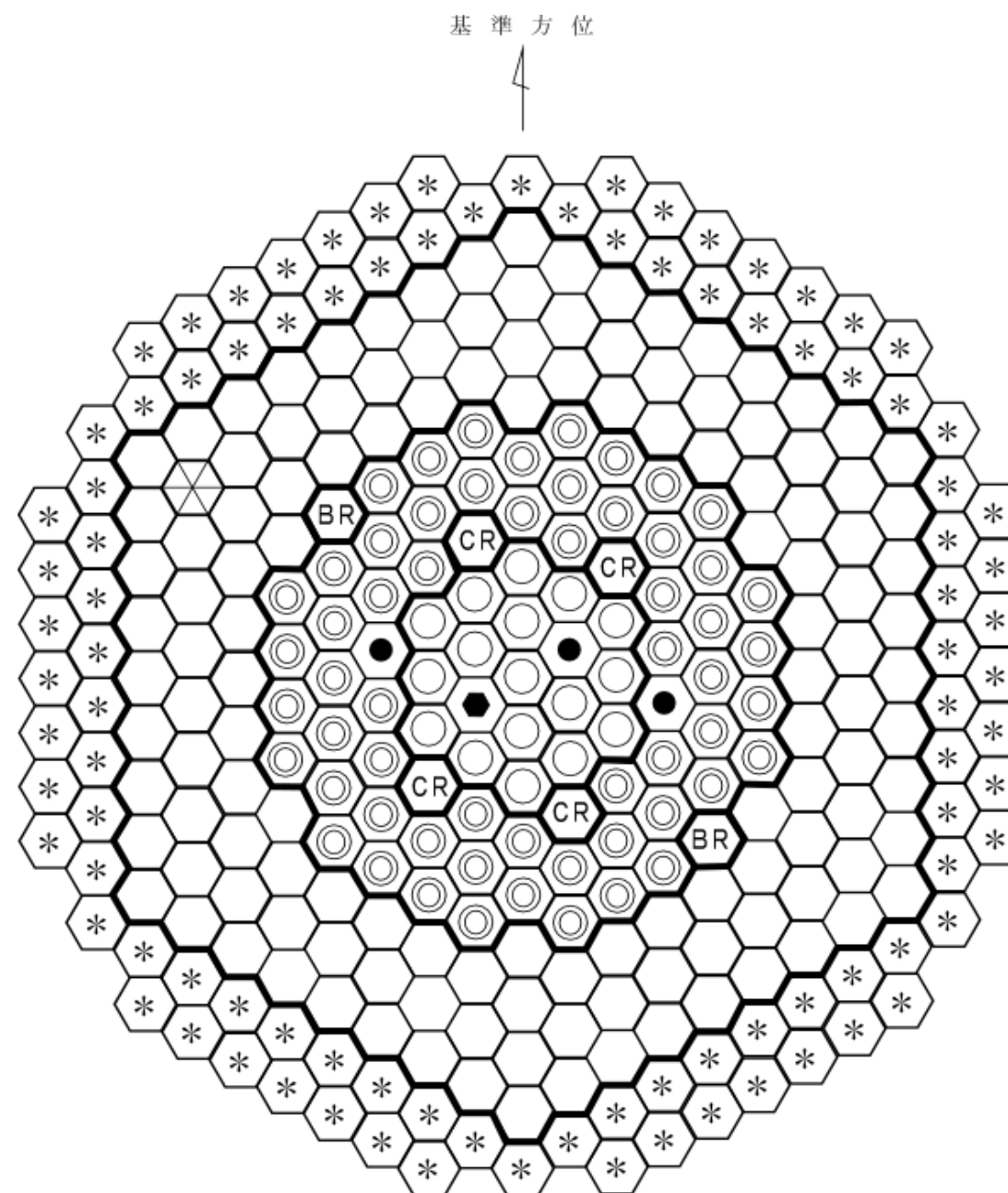
変更前



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

第 7.1 図 平衡炉心配置図 (参考用)

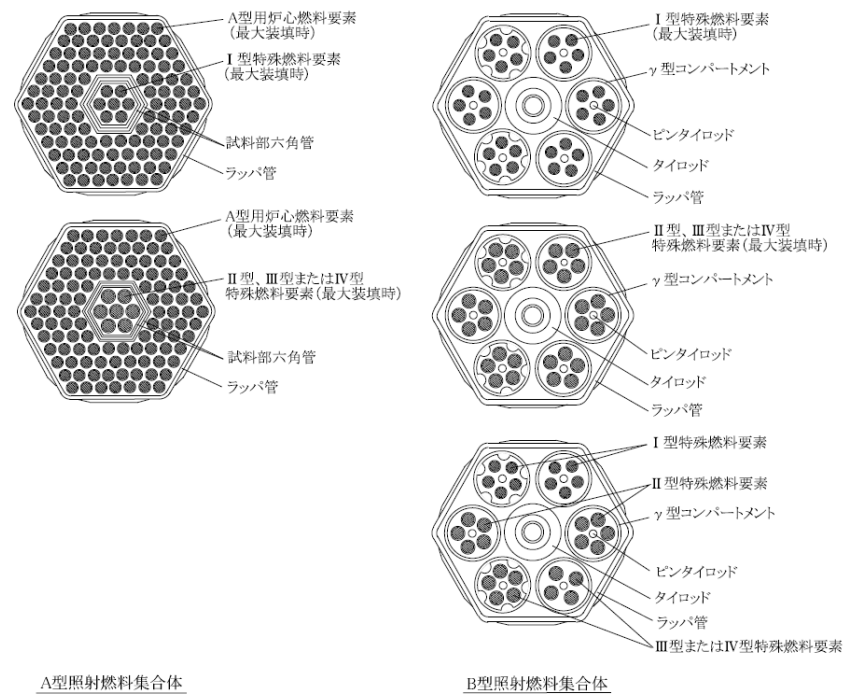
変更後



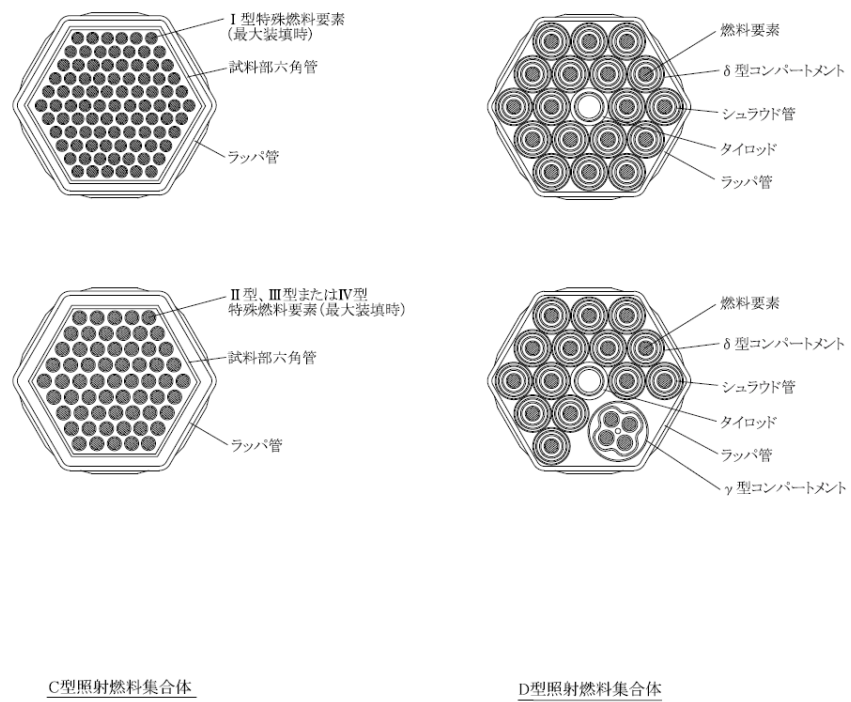
- | | | | | | |
|--|---------|--|----------|--|----------|
| | 内側燃料集合体 | | 後備炉停止制御棒 | | 遮へい集合体 |
| | 外側燃料集合体 | | 中性子源 | | 照射燃料集合体 |
| | 制御棒 | | 反射体 | | 材料照射用反射体 |

第 7.1 図 平衡炉心配置図 (参考用)

変更前



第 8.2 図 照射燃料集合体 (1/2) (参考用)

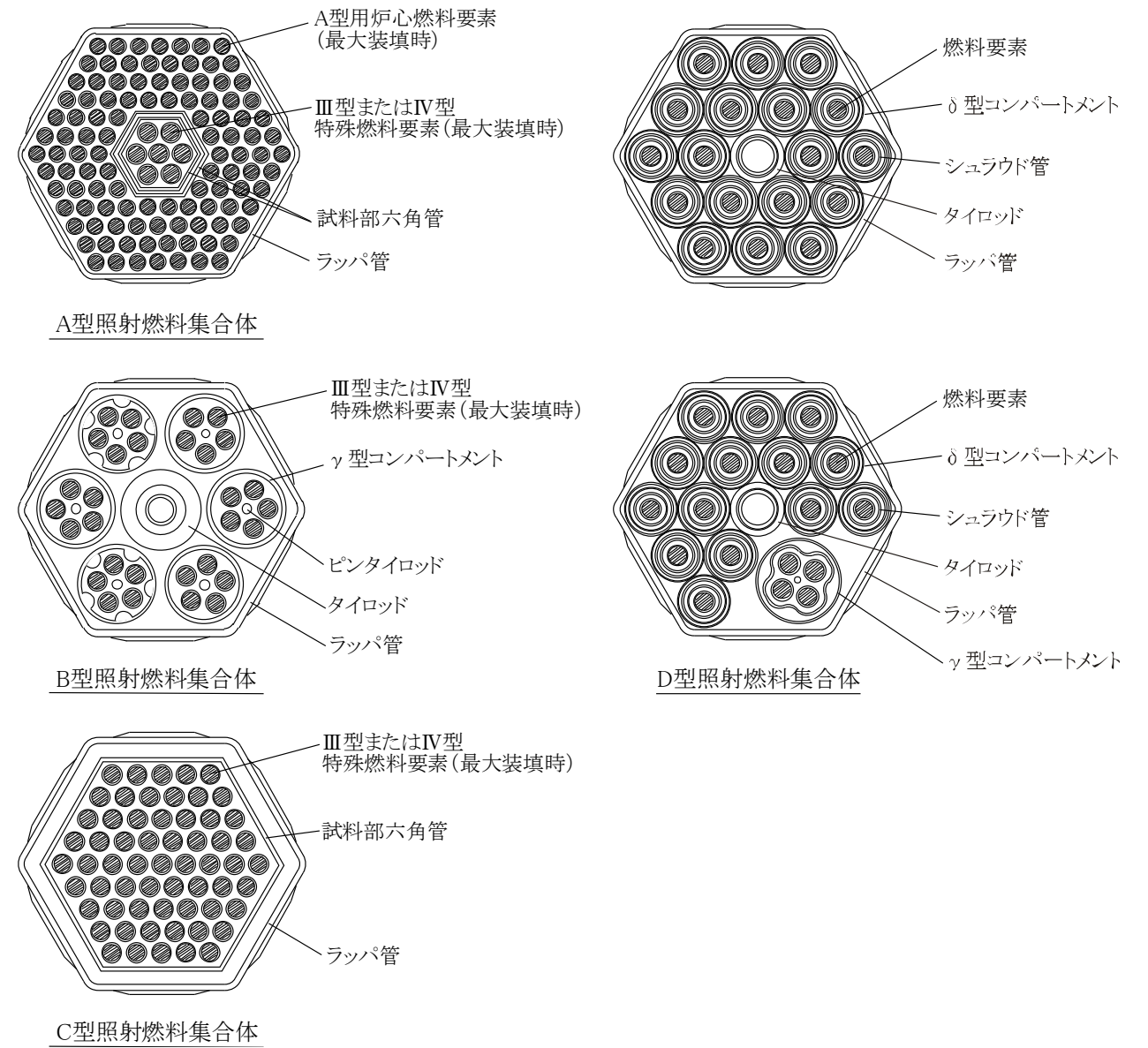


第 8.2 図 照射燃料集合体 (2/2) (参考用)

第 8.3 図 核特性測定用要素 (参考用)

(省略)

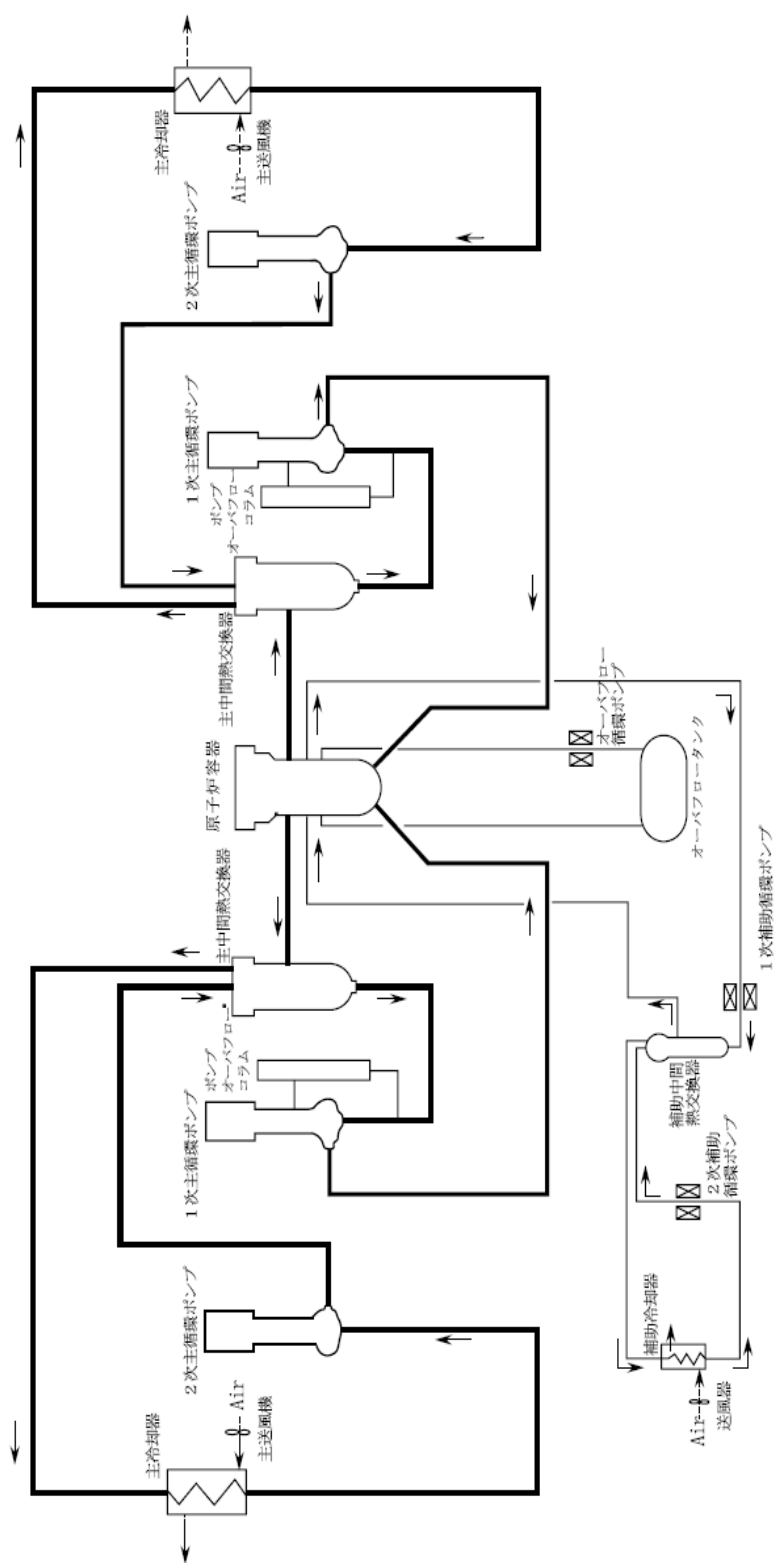
変更後



第 8.2 図 照射燃料集合体 (参考用)

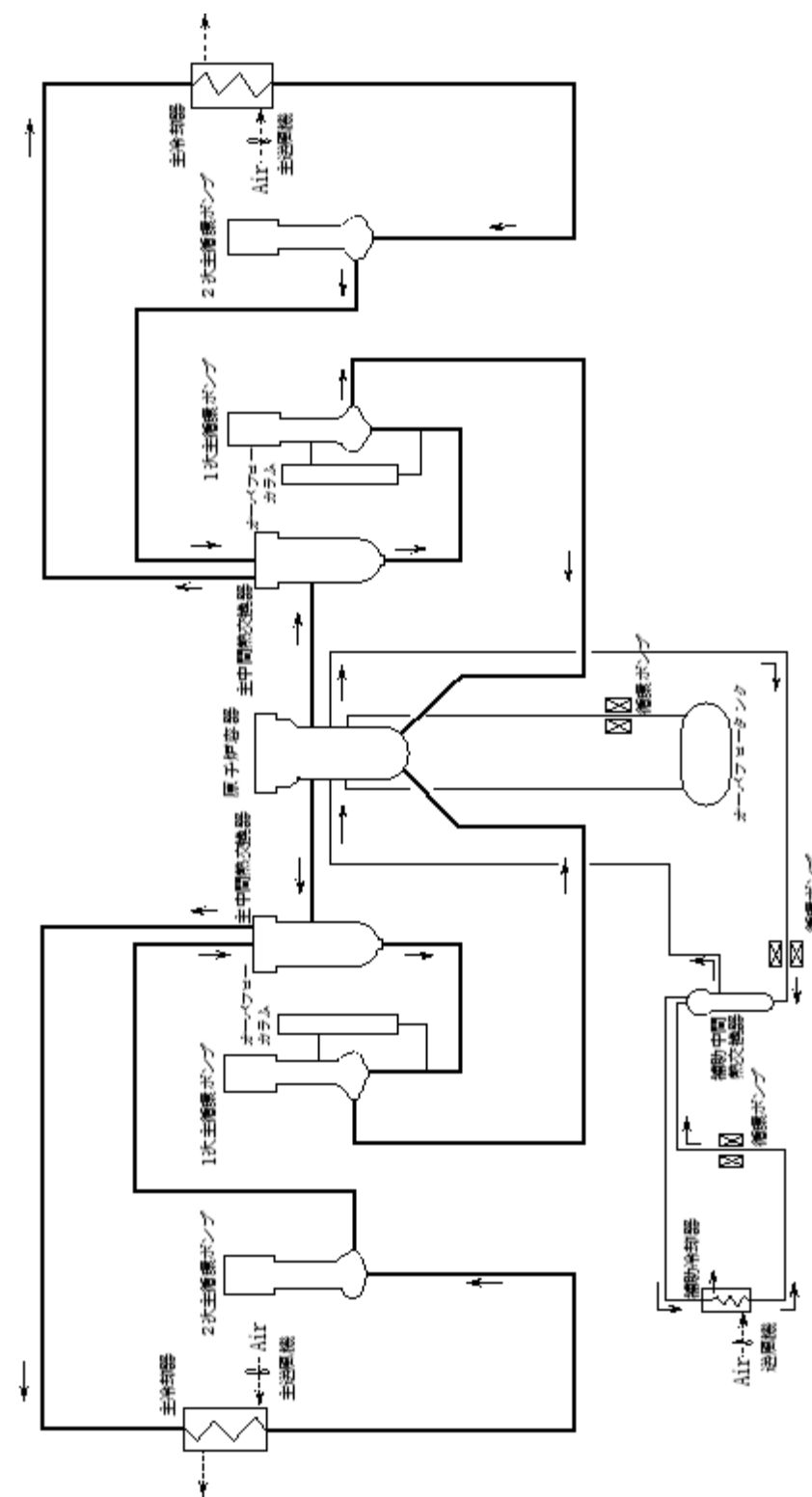
(削除)

変更前



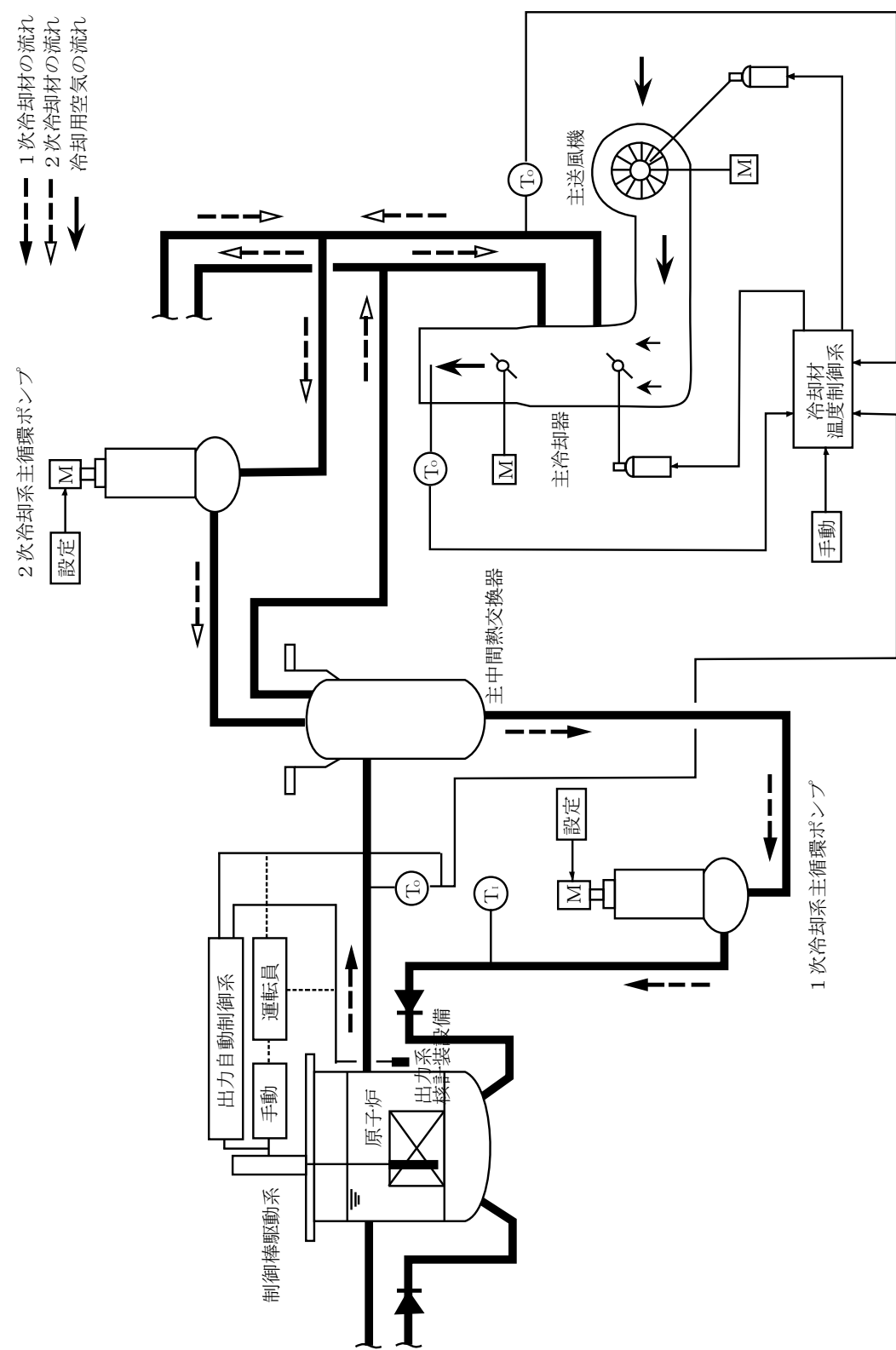
第9図 原子炉冷却系統図 (参考用)

変更後



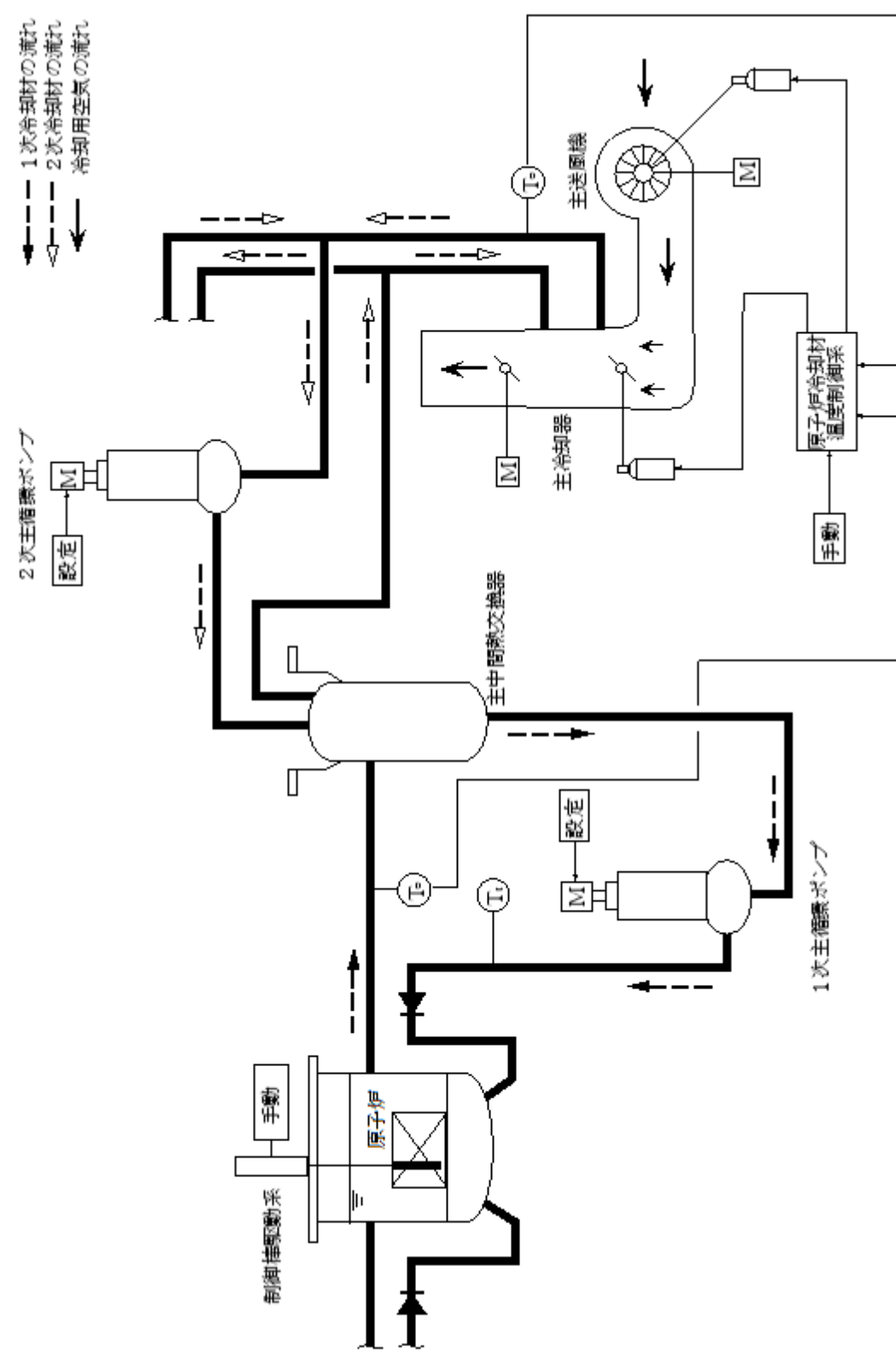
第9図 原子炉冷却系統図 (参考用)

変更前



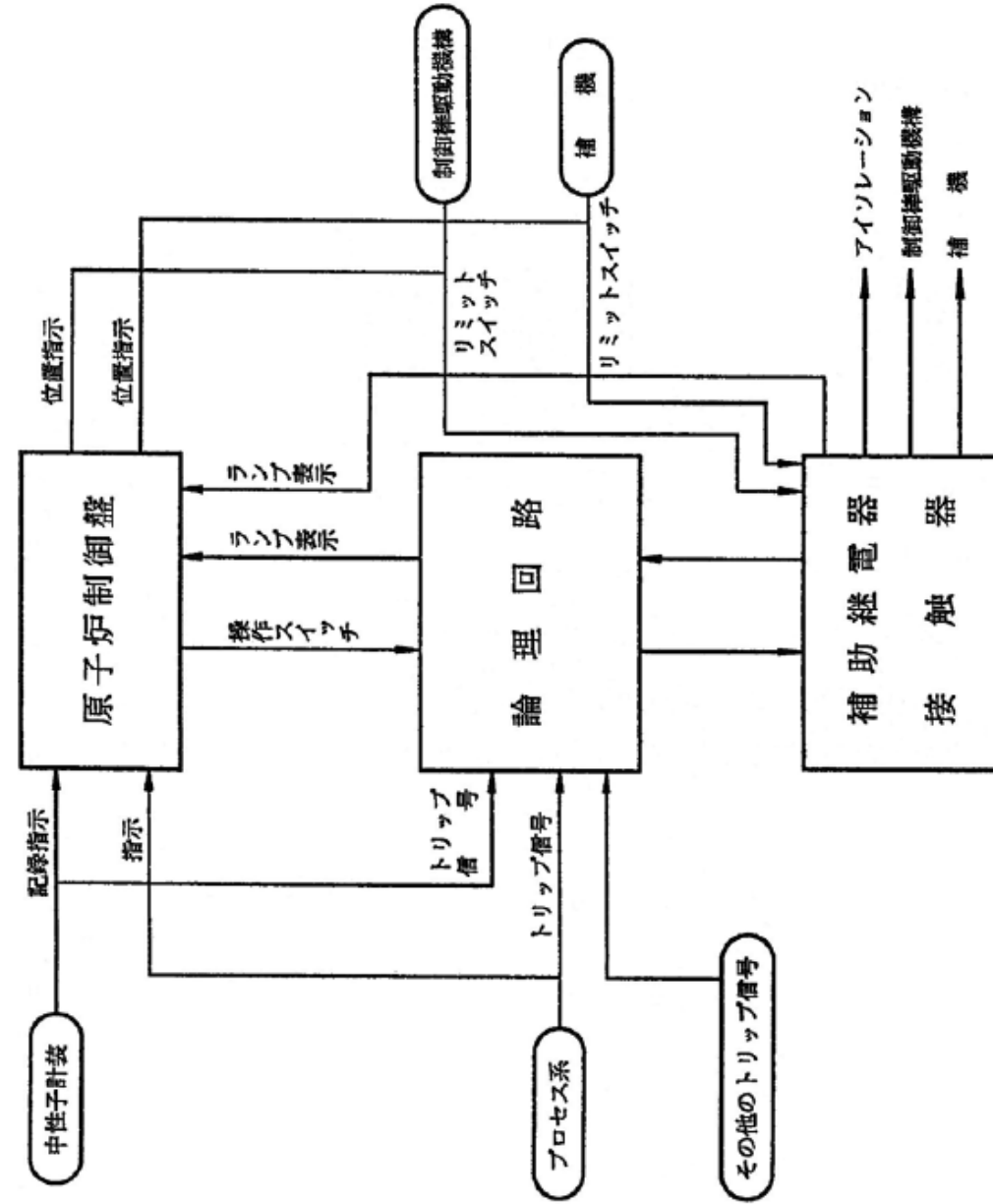
第 10 図 原子炉制御系統図 (参考用)

変更後



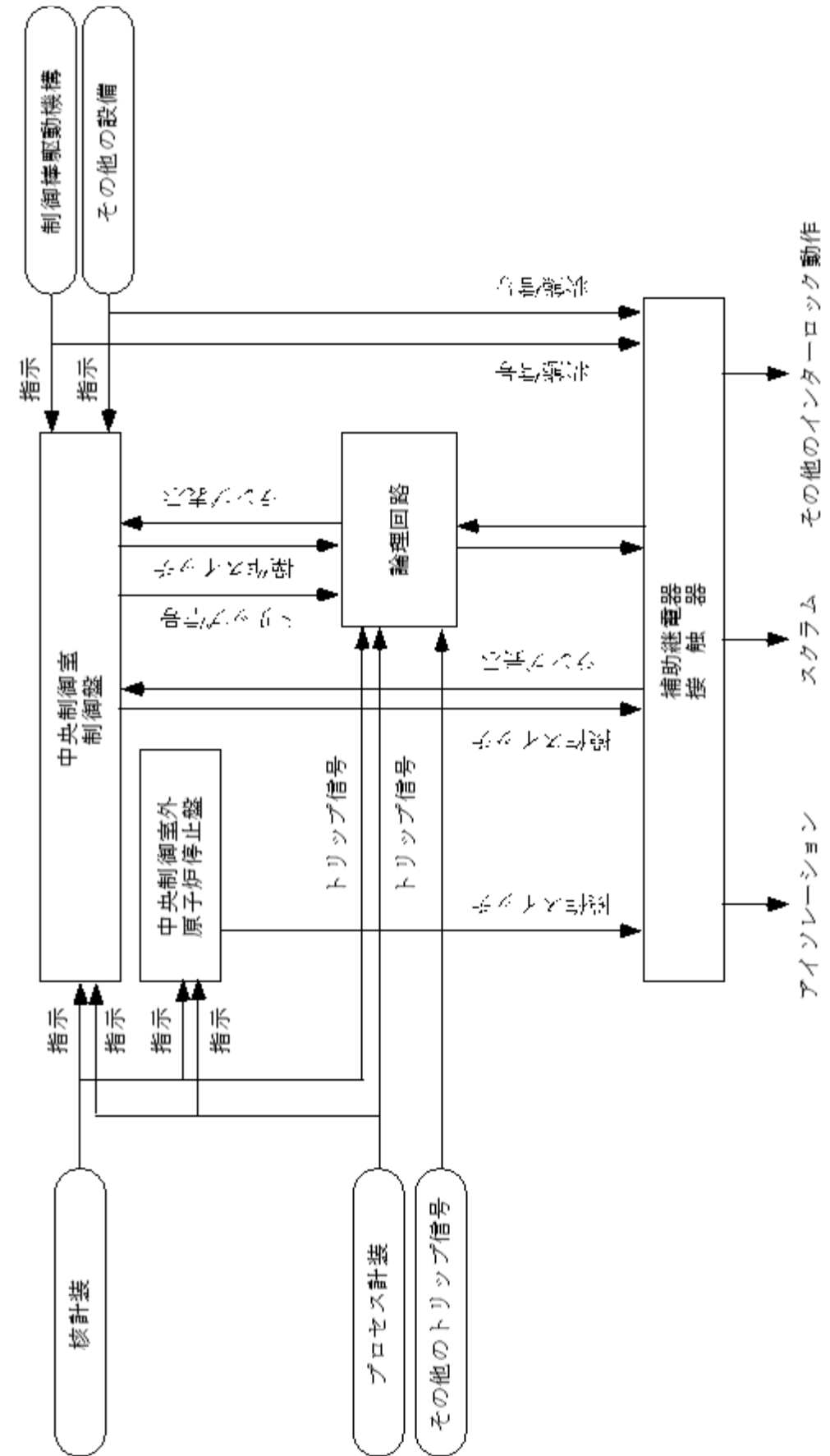
第 10 図 原子炉制御系統図 (参考用)

変更前



第 11 図 安全保護回路概要図 (参考用)

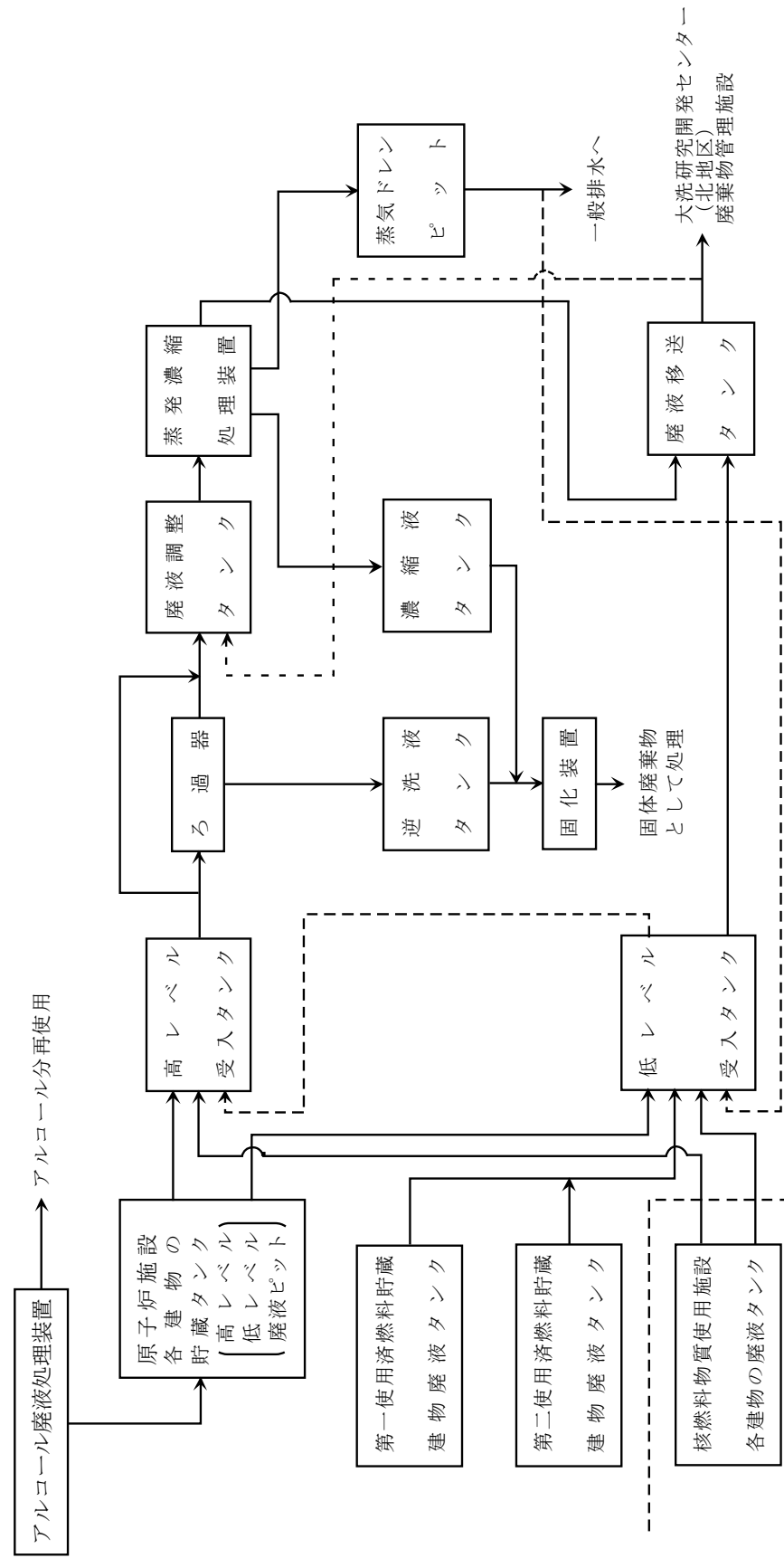
変更後



第 11 図 安全保護回路概要図 (参考用)

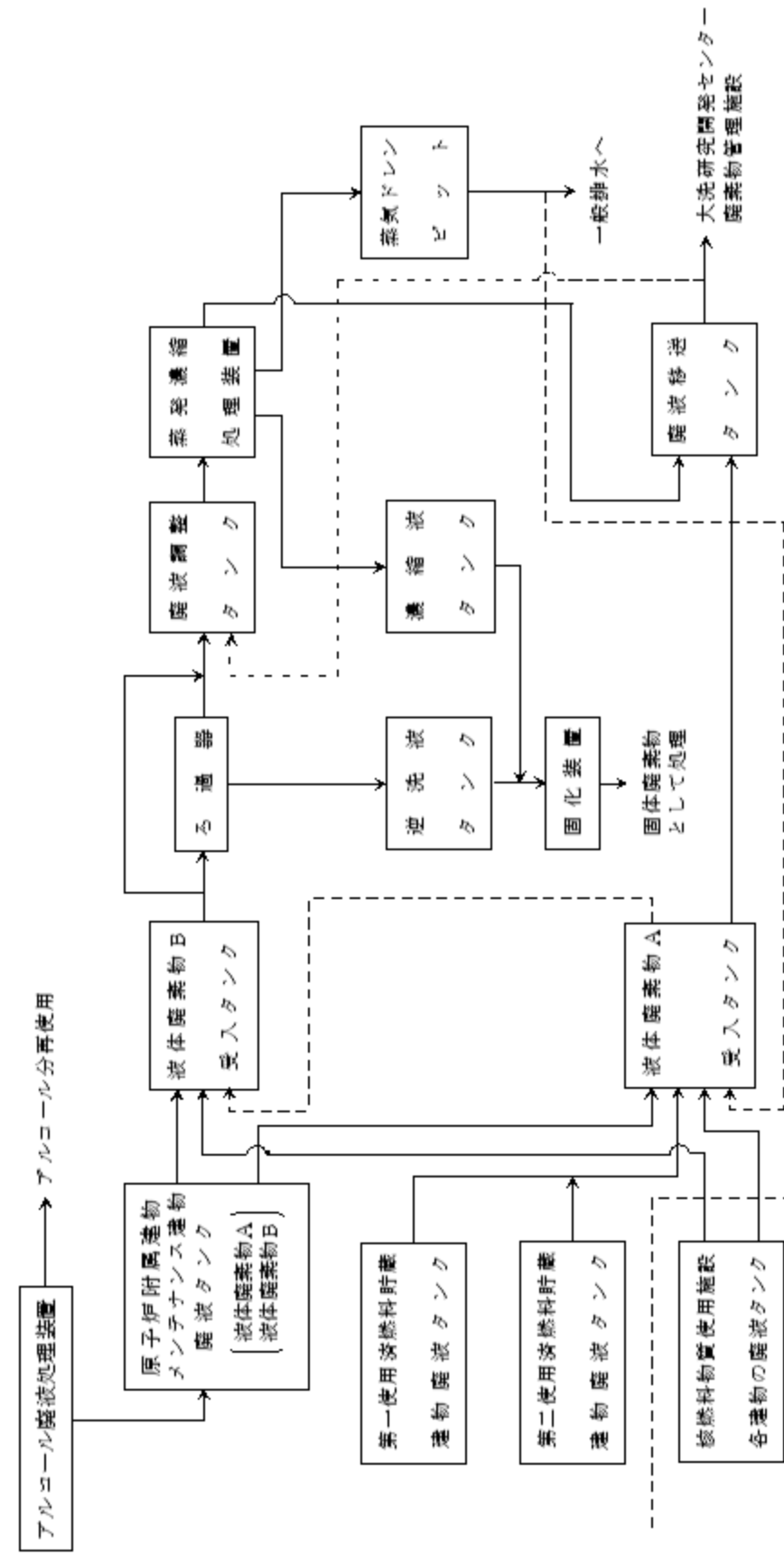
変更前	変更後
<p data-bbox="587 191 1086 268">第 12.1 図 制御棒構造概要図 (参考用) (省略)</p> <p data-bbox="560 323 1113 401">第 13.1 図 制御棒駆動機構概要図 (参考用) (省略)</p> <p data-bbox="572 455 1101 533">第 14 図 気体廃棄物処理系統図 (参考用) (省略)</p>	<p data-bbox="1857 191 2356 268">第 12.1 図 制御棒構造概要図 (参考用) (変更なし)</p> <p data-bbox="1831 323 2383 401">第 13.1 図 制御棒駆動機構概要図 (参考用) (変更なし)</p> <p data-bbox="1843 455 2371 533">第 14 図 気体廃棄物処理系統図 (参考用) (変更なし)</p>

変更前



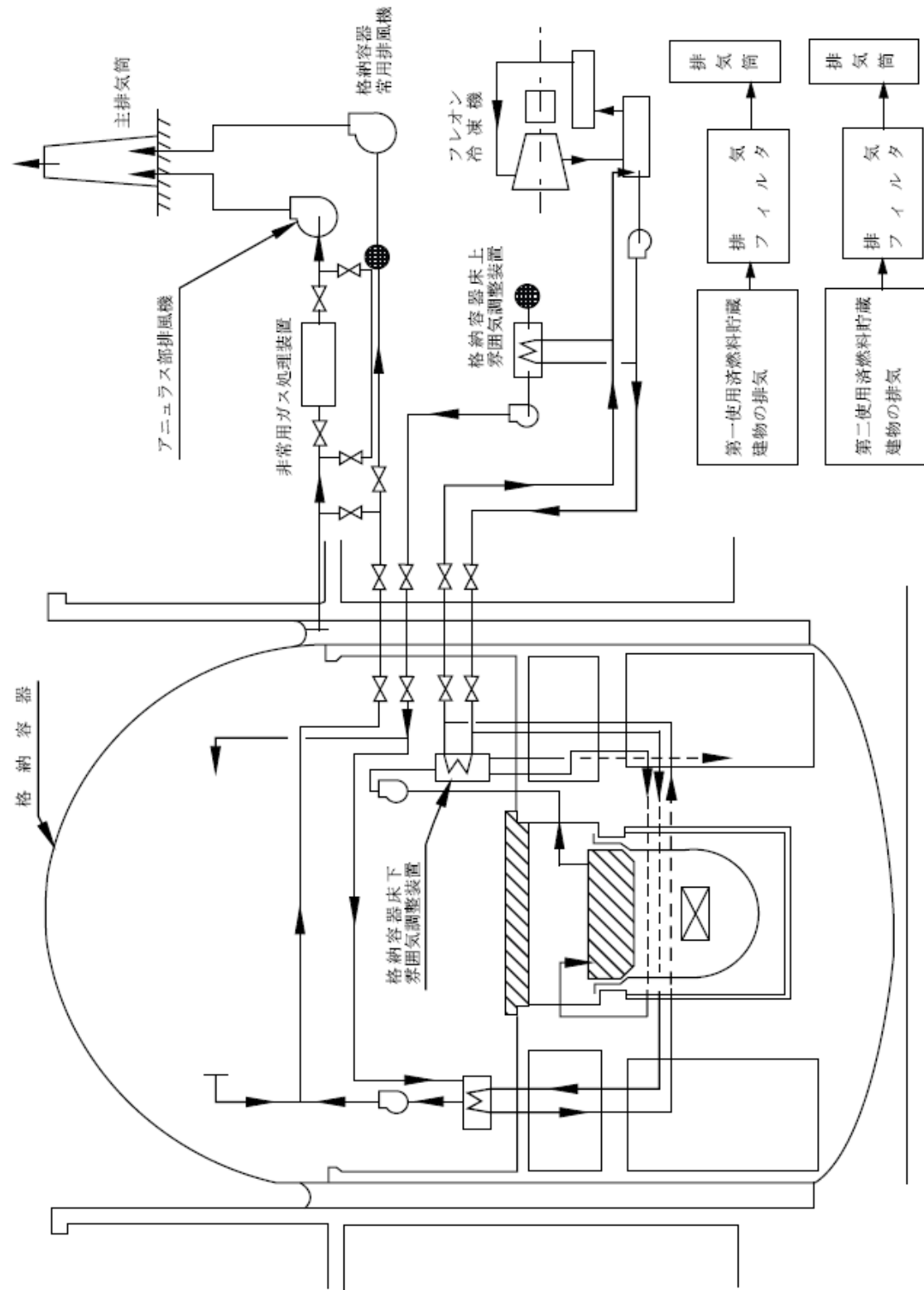
第 15 図 液体廃棄物処理系統図 (参考用)

変更後



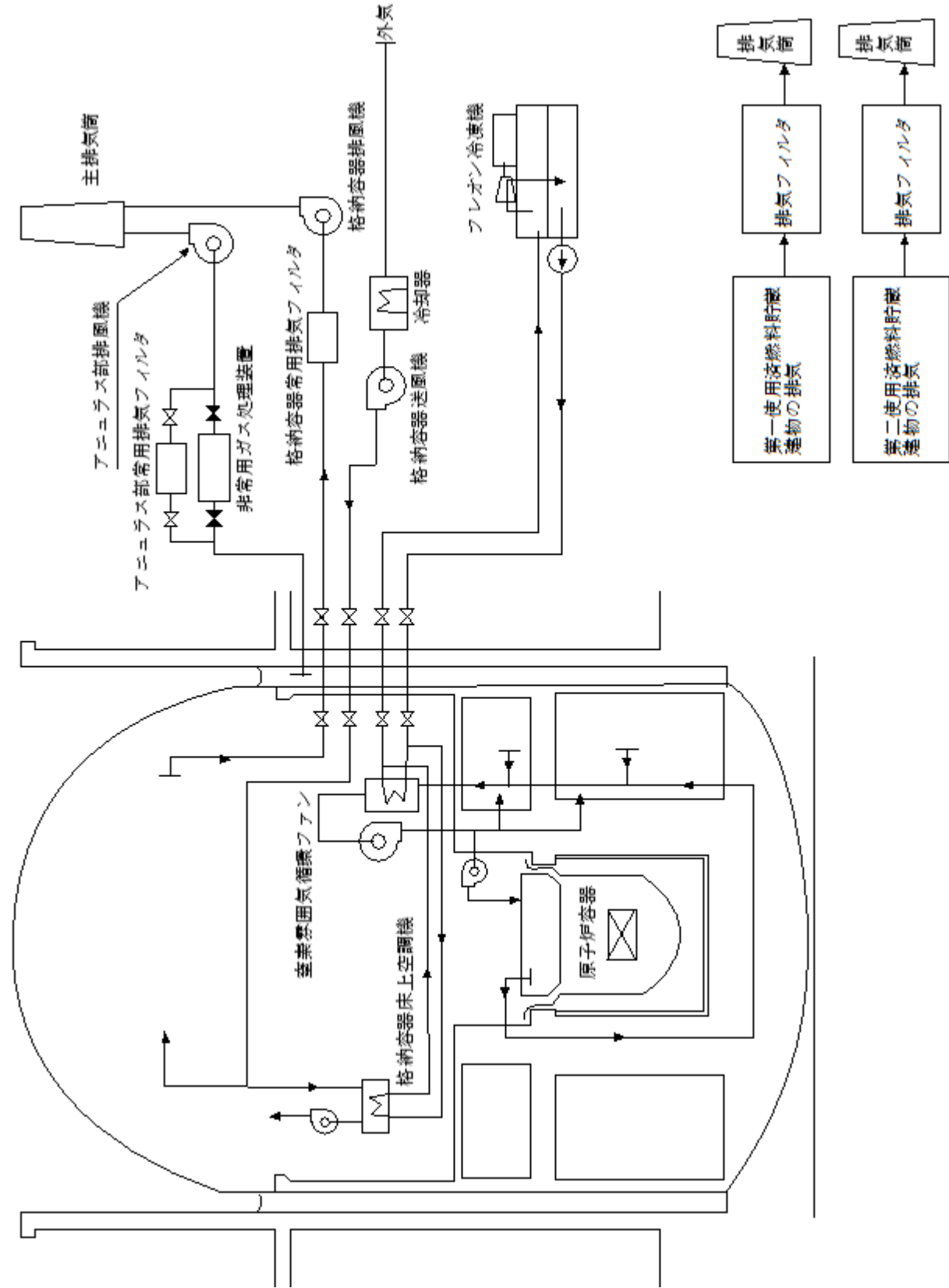
第 15 図 液体廃棄物処理系統図 (参考用)

変更前



第 16 図 原子炉格納施設等換気系統図 (参考用)

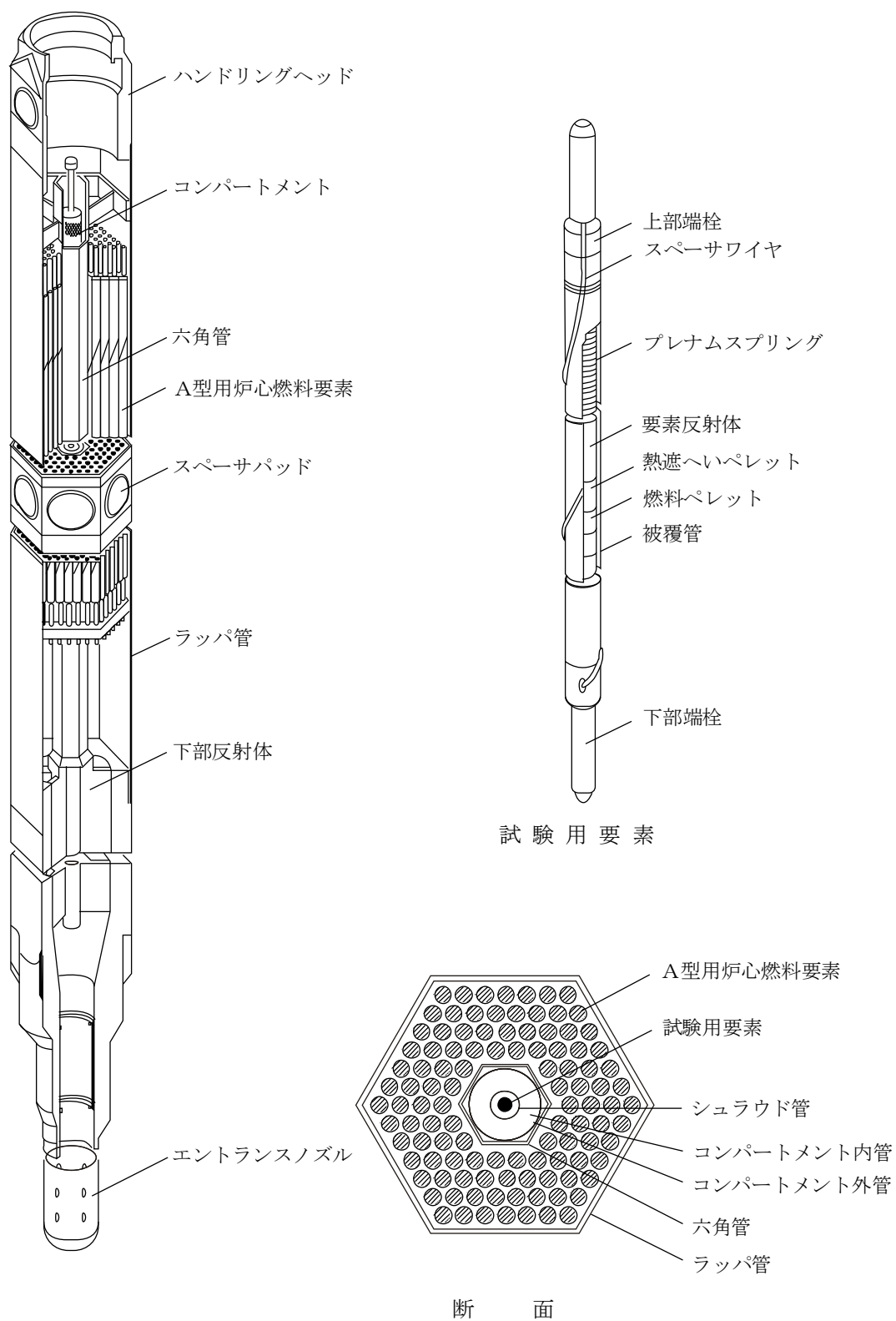
変更後



第 16 図 原子炉格納施設等換気系統図 (参考用)

変更前

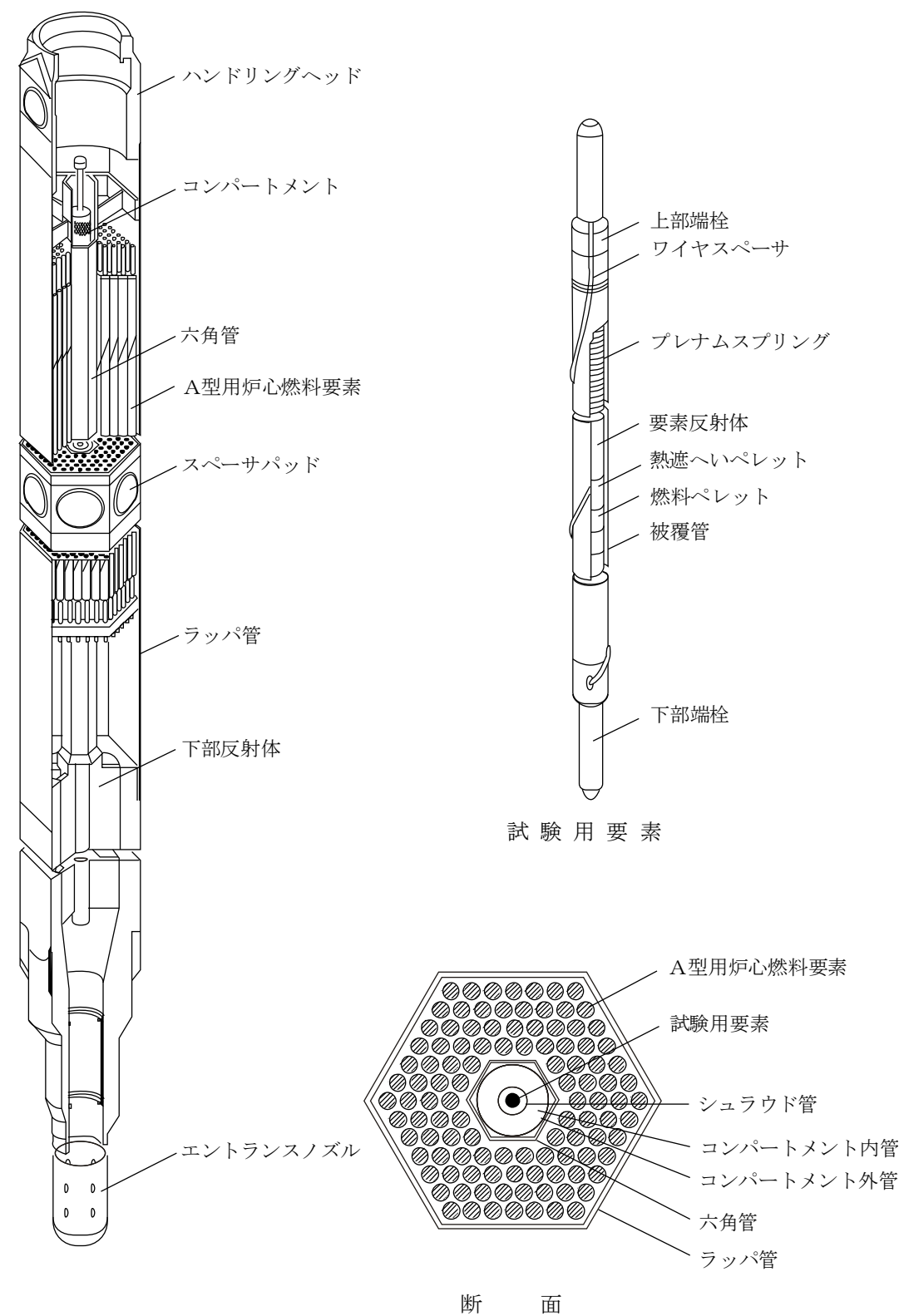
第 17.1 図～第 20.1 図
(省略)



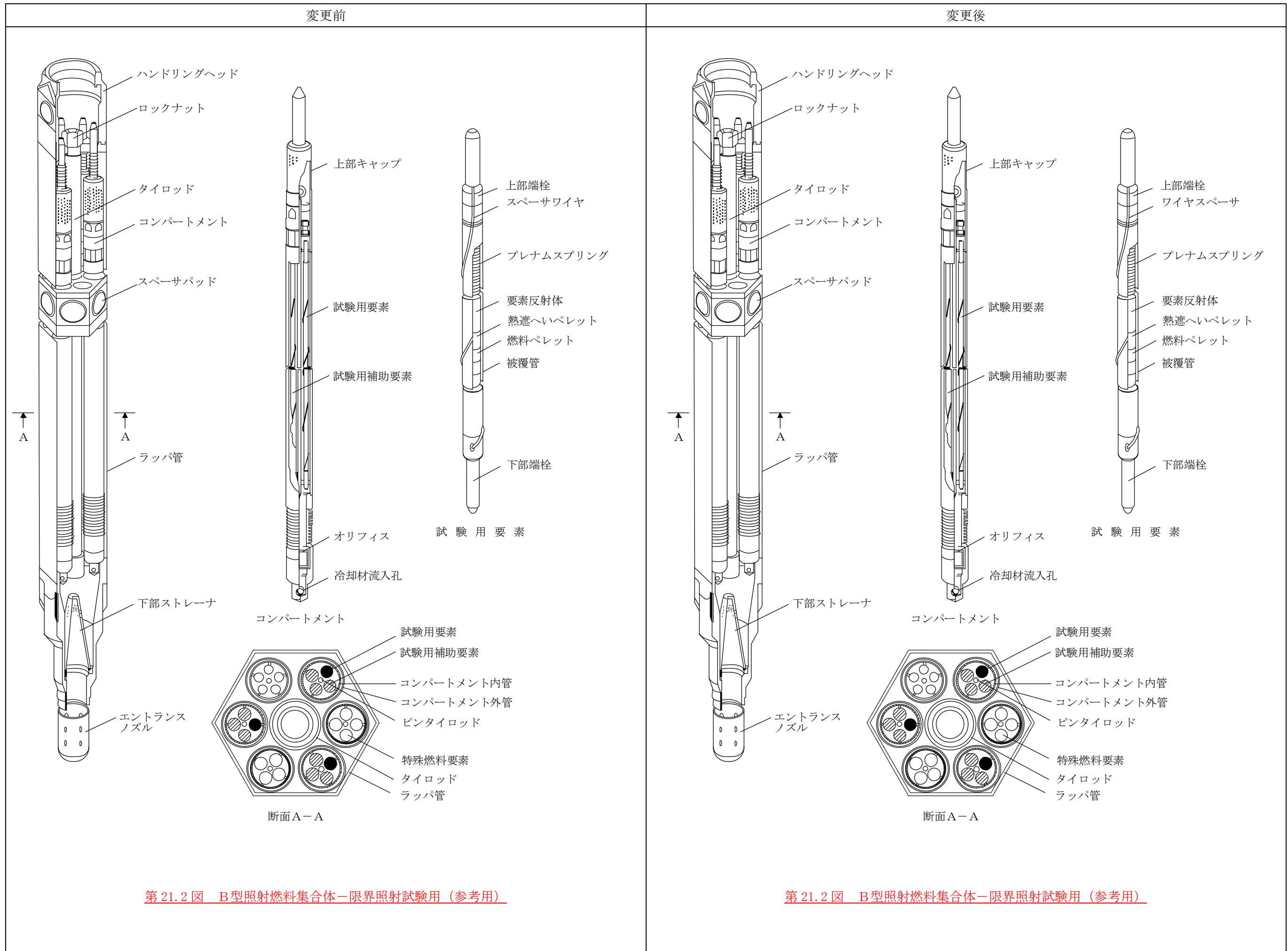
第 21.1 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

変更後

第 17.1 図～第 20.1 図
(変更なし)



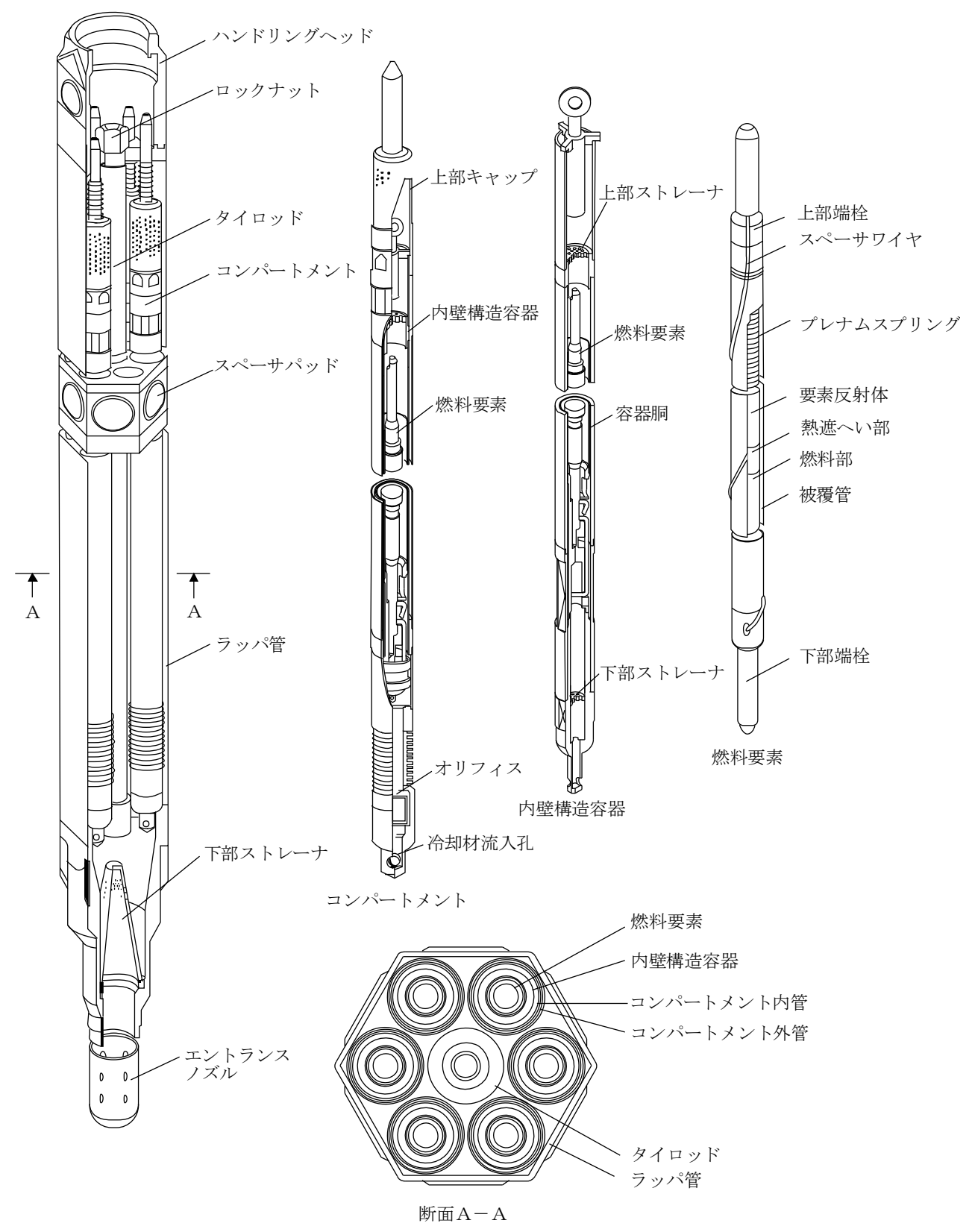
第 21.1 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



第 21.2 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

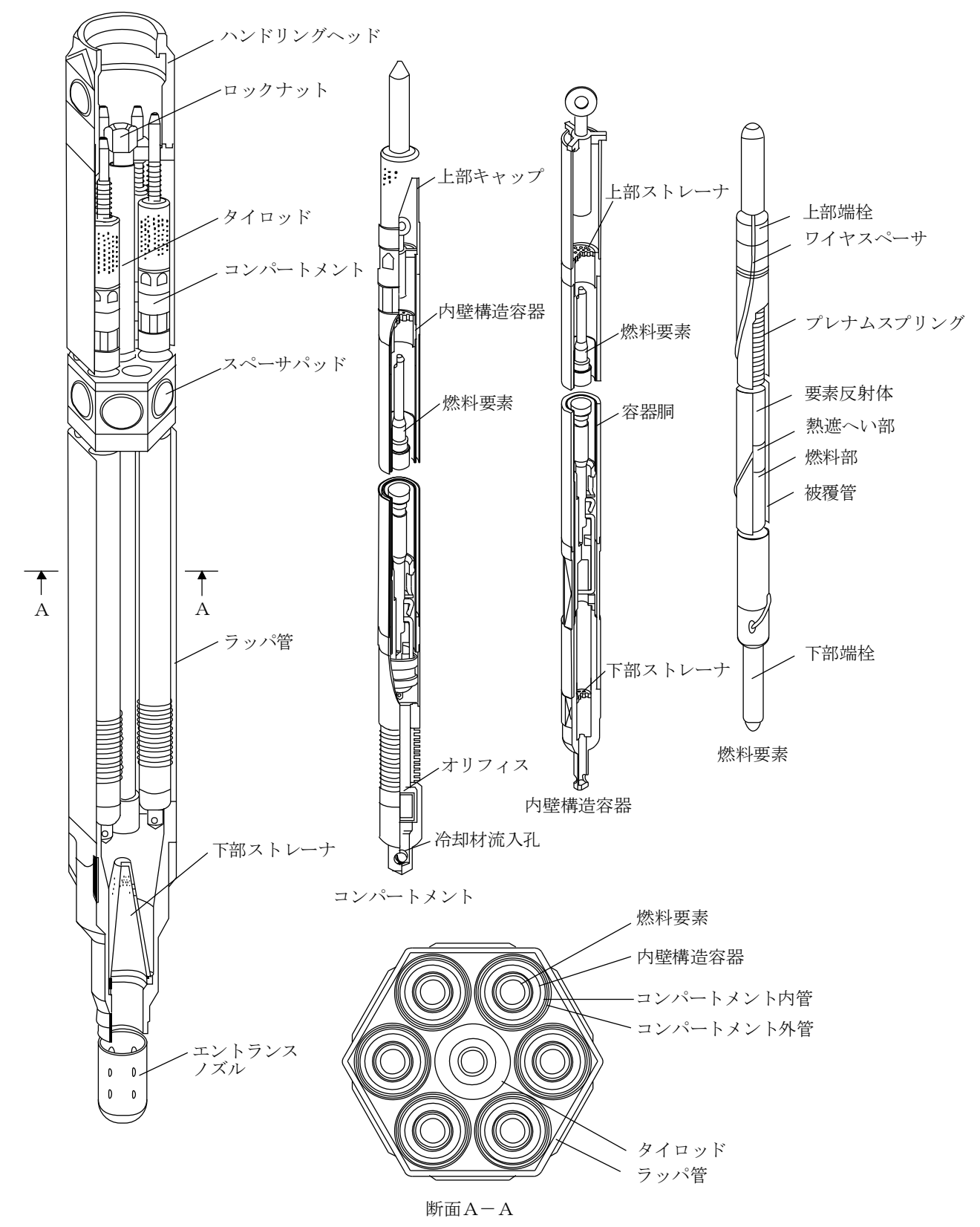
第 21.2 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

変更前
第 21.3 図 ~ 第 21.4 図 (削除)



第 21.5 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

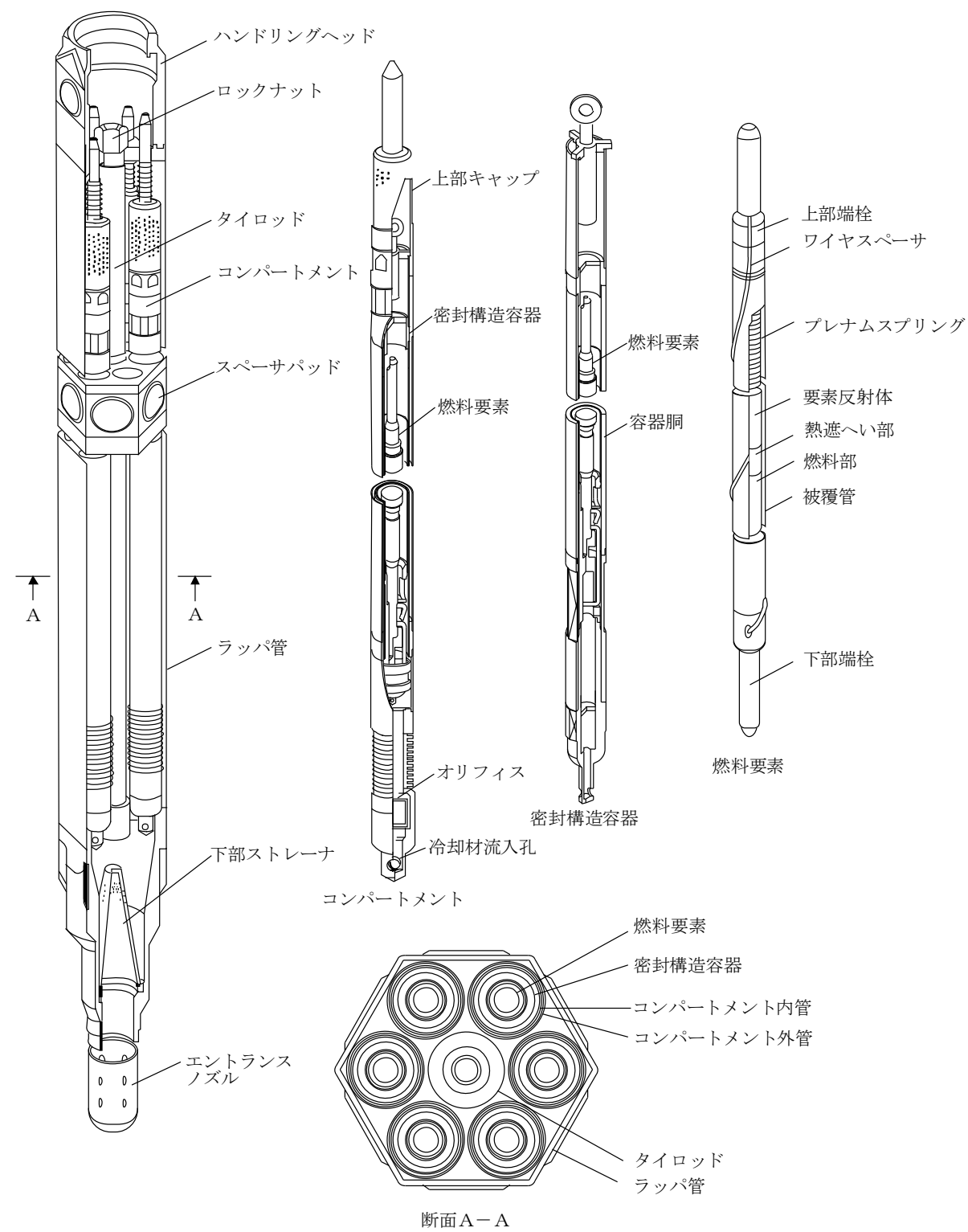
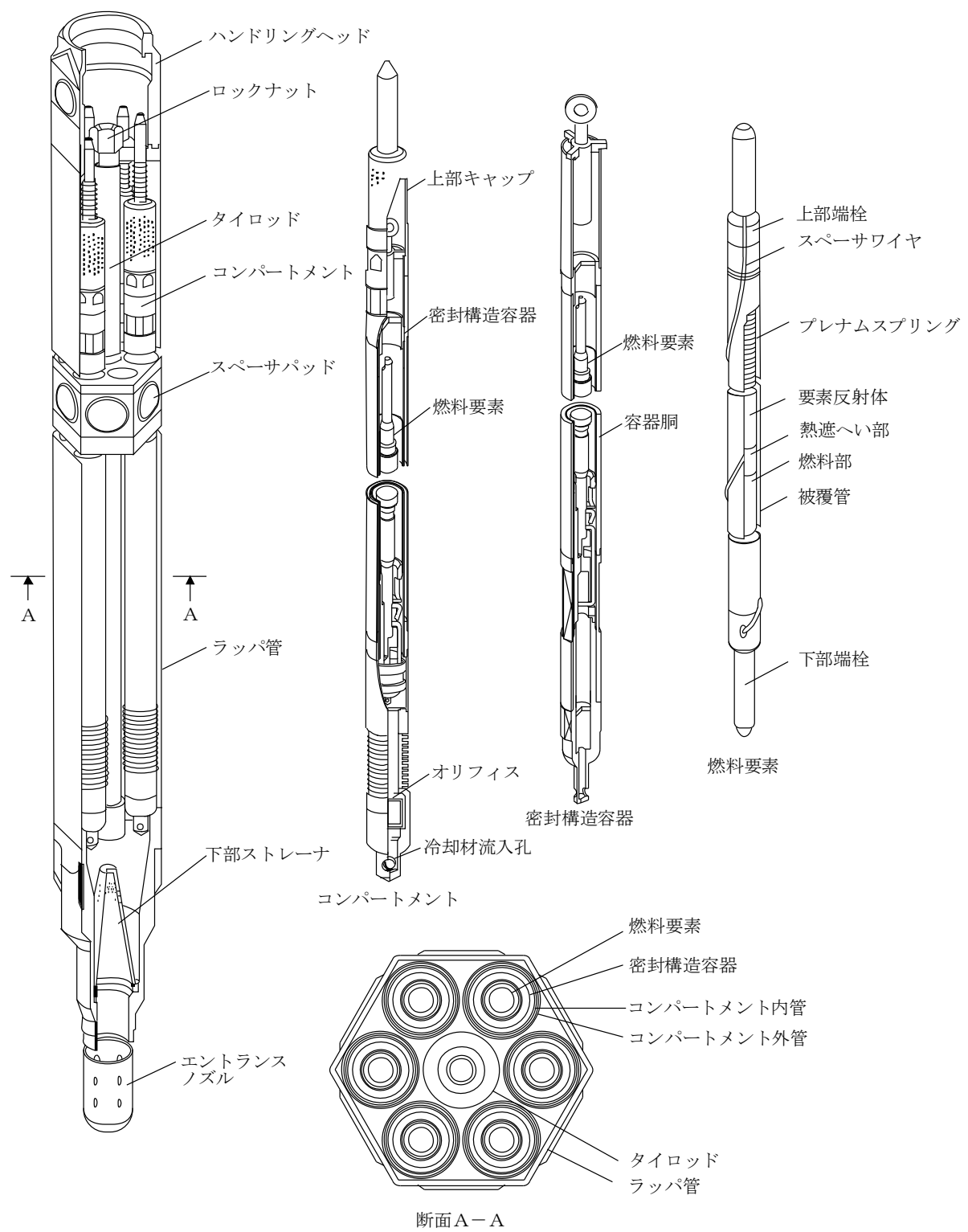
変更後



第 21.3 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

変更前

変更後



第 21.6 図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

第 21.4 図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類二】

変更前	変更後
<p>1. 概要</p> <p><u>本高速実験炉</u>の熱出力は <u>140 MW_t</u>とする。</p> <p>2. 熱出力</p> <p>2.1 原子炉及び原子炉冷却系</p> <p>1次冷却材は、原子炉の発生熱を主中間熱交換器で2次冷却材へ伝達し、1次<u>冷却系</u>主循環ポンプにより再び原子炉に戻る。2次冷却材は、1次冷却材から伝達された熱を空冷式主冷却機で大気に放散させ、2次<u>冷却系</u>主循環ポンプにより主中間熱交換器に戻る。</p> <p>1次冷却系<u>設備</u>及び2次冷却系<u>設備</u>は、<u>140 MW_t</u>の原子炉熱出力を十分冷却、除去する能力を有する。</p> <p>2.2 熱出力及び熱平衡</p> <p>1次冷却材が主中間熱交換器により2次冷却材へ伝達する熱は、原子炉内で発生する熱に1次<u>冷却系</u>主循環ポンプからのエネルギーを加え、これから原子炉及び1次冷却系<u>設備</u>の放射熱損失と<u>原子炉補助設備</u>の熱損失を差引いたものであり、これを原子炉熱出力とする。熱出力 <u>140 MW_t</u>は、この最大値である。</p> <p><u>定格出力運転時には</u>、主中間熱交換器で1次冷却材から2次冷却材へ伝達された熱は、主として空冷式主冷却機から大気に放散され、残りは2次冷却系<u>設備</u>の放射熱損失として放散される。</p> <p><u>原子炉熱出力 140 MW_t運転時の熱平衡線図を、第2.1図に示す。</u></p>	<p>1. 概要</p> <p><u>高速実験炉原子炉施設</u>の熱出力は <u>100 MW</u>とする。</p> <p>2. 熱出力</p> <p>2.1 原子炉及び原子炉冷却系</p> <p>1次冷却材は、原子炉の発生熱を主中間熱交換器で2次冷却材へ伝達し、1次主循環ポンプにより再び原子炉に戻る。2次冷却材は、1次冷却材から伝達された熱を空冷式主冷却機で大気に放散させ、2次主循環ポンプにより主中間熱交換器に戻る。</p> <p>1次<u>主</u>冷却系及び2次<u>主</u>冷却系は、<u>100 MW</u>の原子炉熱出力を十分冷却、除去する能力を有する。</p> <p>2.2 熱出力及び熱平衡</p> <p>1次冷却材が主中間熱交換器により2次冷却材へ伝達する熱は、原子炉内で発生する熱に1次主循環ポンプからのエネルギーを加え、これから原子炉及び1次<u>主</u>冷却系の放射熱損失と<u>補助冷却系等</u>の熱損失を差引いたものであり、これを原子炉熱出力とする。熱出力 <u>100 MW</u>は、この最大値である。</p> <p>主中間熱交換器で1次冷却材から2次冷却材へ伝達された熱は、主として空冷式主冷却機から大気に放散され、残りは2次<u>主</u>冷却系の放射熱損失として放散される。</p>

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類四】

変更前

変更後における本原子炉の運転に要する核燃料物質は、関係する国際約束に基づき、下表のとおり取得する計画である。

核燃料物質	調達元
プルトニウム	米国、英国、国内
濃縮ウラン	米国、仏国、露国
劣化ウラン	米国、仏国、国内

燃料集合体の成型加工については、[東海研究開発センター](#)核燃料サイクル工学研究所及び[大洗研究開発センター](#)（南地区）並びに国内の燃料加工会社で行う計画である。

変更後

変更後における本原子炉の運転に要する核燃料物質は、関係する国際約束に基づき、下表のとおり取得する計画である。

核燃料物質	調達元
プルトニウム	米国、英国、国内
濃縮ウラン	米国、仏国、露国
劣化ウラン	米国、仏国、国内

燃料集合体の成型加工については、核燃料サイクル工学研究所及び[大洗研究所](#)（南地区）並びに国内の燃料加工会社で行う計画である。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類六（地盤、地震を除く）】

変更前	変更後
<p>(なし)</p> <p><u>1. 気象</u> (省略)</p> <p><u>1-II</u> 気象 (主に平成 <u>12</u> 年までのデータ)</p> <p><u>1.1</u> 大洗地区付近の気候⁽¹⁾⁽²⁾</p> <p><u>1.1.1</u> 地勢と気候</p> <p>大洗町は関東平野の北東部にあって、北に那珂川、南西部に涸沼とそこから流出して、那珂川河口付近で合流する涸沼川がある。東側は鹿島灘に面している。この地域は、典型的な太平洋側型の気候を示し、冬は晴天が多く乾燥し、夏は高温多湿であるが海陸風が発達し、昼間は海上から涼しい東風が吹くので比較的しのぎやすい。梅雨、秋霖期の雨量は多いが、年降水量は 1,300mm 程度である。</p> <p><u>1.1.2</u> 四季の気候</p> <p>(1) 春 (3月～5月)</p> <p>移動性高気圧や低気圧の通過が頻繁で、天気の変化が激しくなる 3 月半ばを過ぎると天気は周期的に変化し、次第に暖かくなる。移動性高気圧の中心が大洗地区付近を通過する時は、その中心と東側には下降気流があるため、天気は良いが気温は下がり、夜間には放射冷却のため地面温度は 0℃以下になり、霜が降りることもある。移動性高気圧の中心が、東北地方の北部又は北海道を通過する時には本州の南岸は前線帯となって、大洗地区付近では北東海上から冷気流が吹込んで、気温は低く小雨混じりの陰うつな天気になる。この移動性高気圧が、オホーツク海高気圧に連なるようなときには北高型気圧配置となって、悪い天気が数日続く。5 月末にこの型になれば梅雨のはしりになる。風向は、他の季節に比べて一定していない。一般に北寄りの風であるが、日中南寄りの風が現れる。日変化としては、夜間から明け方にかけて北西に集中し、日中は北東風が多い。</p> <p>(2) 夏 (6月～8月)</p> <p>大洗地区付近における梅雨期間は、6 月上旬から 7 月中旬までであり、連日北東の風で肌寒く天気が悪い。前線上を低気圧が 2～3 日の周期で東に進んでくると雨が降るが、低気圧が去ると大陸から高気圧が出てきたり、オホーツク海高気圧が南西に張出したりして一時的に天気が回復する。大洗地区付近では梅雨末期の豪雨はない。7 月中旬から 8 月中旬にかけては、日中は南東の風が、日没から朝にかけては北寄りの風が多く、年間を通して西寄りの風が一番少ない季節である。なお、全国的には小笠原高気圧の発達により南寄りの季節風が発達する時期であるが、大洗研究開発センター(南地区)での観測結果は、水戸の観測値ともほぼ一致し、地形的な影響により南東の風が多くなると考えられる。夏は気圧傾度が緩やかで一般には風が弱いので、海岸地方では海陸風が発達し、昼間は海上から涼しい風が吹くので、一般に最高気温は 30℃以下である。</p>	<p>(追加)</p> <p><u>1. 敷地</u> (省略)</p> <p>(削除)</p> <p><u>2.</u> 気象 (主に平成 <u>25</u> 年までのデータ)</p> <p><u>2.1</u> 大洗地区付近の気候⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾</p> <p><u>2.1.1</u> 地勢と気候</p> <p>大洗町は関東平野の北東部にあって、北に那珂川、南西部に涸沼とそこから流出して、那珂川河口付近で合流する涸沼川がある。東側は鹿島灘に面している。この地域は、典型的な太平洋側型の気候を示し、冬は晴天が多く乾燥し、夏は高温多湿であるが海陸風が発達し、昼間は海上から涼しい東風が吹くので比較的しのぎやすい。梅雨、秋霖期の雨量は多いが、年降水量は 1,300mm 程度である。</p> <p><u>2.1.2</u> 四季の気候</p> <p>(1) 春 (3月～5月)</p> <p>移動性高気圧や低気圧の通過が頻繁で、天気の変化が激しくなる 3 月半ばを過ぎると天気は周期的に変化し、次第に暖かくなる。移動性高気圧の中心が大洗地区付近を通過する時は、その中心と東側には下降気流があるため、天気は良いが気温は下がり、夜間には放射冷却のため地面温度は 0℃以下になり、霜が降りることもある。移動性高気圧の中心が、東北地方の北部又は北海道を通過する時には本州の南岸は前線帯となって、大洗地区付近では北東海上から冷気流が吹込んで、気温は低く小雨混じりの陰うつな天気になる。この移動性高気圧が、オホーツク海高気圧に連なるようなときには北高型気圧配置となって、悪い天気が数日続く。5 月末にこの型になれば梅雨のはしりになる。風向は、他の季節に比べて一定していない。一般に北寄りの風であるが、日中南寄りの風が現れる。日変化としては、夜間から明け方にかけて北西に集中し、日中は北東風が多い。</p> <p>(2) 夏 (6月～8月)</p> <p>大洗地区付近における梅雨期間は、6 月上旬から 7 月中旬までであり、連日北東の風で肌寒く天気が悪い。前線上を低気圧が 2～3 日の周期で東に進んでくると雨が降るが、低気圧が去ると大陸から高気圧が出てきたり、オホーツク海高気圧が南西に張出したりして一時的に天気が回復する。大洗地区付近では梅雨末期の豪雨はない。7 月中旬から 8 月中旬にかけては、日中は南東の風が、日没から朝にかけては北寄りの風が多く、年間を通して西寄りの風が一番少ない季節である。なお、全国的には小笠原高気圧の発達により南寄りの季節風が発達する時期であるが、大洗研究所での観測結果は、水戸の観測値ともほぼ一致し、地形的な影響により南東の風が多くなると考えられる。夏は気圧傾度が緩やかで一般には風が弱いので、海岸地方では海陸風が発達し、昼間は海上から涼しい風が吹くので、一般に最高気温は 30℃以下である。</p>

(3) 秋 (9月～11月)

9月 始めは小笠原高気圧が時々北上して残暑が続くこともあるが、9月半ばを過ぎると秋霖期となる。小笠原高気圧の中心が南東に後退して弱くなるので、台風の進路は東に寄りやすくなり、台風による暴風雨が一番多い季節でもある。10月下旬になると前線帯が南方洋上に南下し、本州は大陸から頻りに東進してくる移動性高気圧の進路になる。このため秋霖は終るが、天気は周期的に変化する。

風向は、北北東の風が10月頃までは優位であるが、11月になると北西の風が多くなる。

(4) 冬 (12月～2月)

北西の季節風が卓越し、本州中部の山脈を吹下がってくる気流は、非常に乾燥して晴天が続く。低気圧が本州東方で非常に発達すると、その後面にシベリア北部から南下してくる寒気が吹込み、-7～-8℃の低温になる。このような寒波は一冬に2～3回襲来する。夜間から早朝にかけては西～北西の風が大部分を占める。初雪は遅く、12月下旬過ぎからであり、冬季間の積雪量は少なく、日最大の積雪の深さは30cm程度(水戸)である。

1.2 最寄りの気象官署資料による一般的な気象

原子力施設の設計への反映及び敷地周辺の気象概要を知るため、最寄りの気象官署の長期間通年観測による資料を調査した。

1.2.1 気象官署の状況

対象とした気象官署は、水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜測候所の3ヶ所で、各気象官署の位置及び観測項目を第1.2.1表及び第1.2.1図に示す。

1.2.2 水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜測候所を選んだ理由

水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜測候所は、大洗研究開発センター(南地区)敷地周辺同様いずれもなだらかな海岸部の近傍にあり、太平洋側気候域の関東型気候区に属しており、長期間にわたる気象資料が得られているので、敷地周辺の一般的な気象を知る上で適当である。

なお、原子炉施設の設計に当たっては、過去における極値(苛酷な条件)を反映させるため、約100年の記録がある水戸地方気象台の気象資料を用いた。

1.2.3 最寄りの気象官署における気象概況

水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜測候所における一般的な気象及び極値を「日本気候表 全国の平年値一覧」等⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾に基づいて次に示す。

(1) 一般的な気象

一般的な気象に関する統計を第1.2.2表(1)から第1.2.2表(3)に示す。統計期間は観測項目により異なり、短いもので15年、長いものは約100年にわたっている。それぞれの気象官署の各観測項目の統計期間は第1.2.2表(1)から第1.2.2表(3)及び第1.2.3表(1)から第1.2.3表(24)に示すとおりである。

水戸、小名浜の年平均気温は13℃よりやや高く、銚子より2℃程度低い。他の2地点に比して水戸の夏の日最高気温の平均は最も高く、冬の日最低気温の平均は最も低い。また、日最高気温が25℃以上の日数(統計期間中の平均)は、水戸、銚子、小名浜でそれぞれ84日、67日、59日であり、日最低気温が0℃以下の日数(統計期間中の平均)は、それぞれ80日、13日、59日であ

(3) 秋 (9月～11月)

9月 初めは小笠原高気圧が時々北上して残暑が続くこともあるが、9月半ばを過ぎると秋霖期となる。小笠原高気圧の中心が南東に後退して弱くなるので、台風の進路は東に寄りやすくなり、台風による暴風雨が一番多い季節でもある。10月下旬になると前線帯が南方洋上に南下し、本州は大陸から頻りに東進してくる移動性高気圧の進路になる。このため秋霖は終るが、天気は周期的に変化する。

風向は、北北東の風が10月頃までは優位であるが、11月になると北西の風が多くなる。

(4) 冬 (12月～2月)

北西の季節風が卓越し、本州中部の山脈を吹下がってくる気流は、非常に乾燥して晴天が続く。低気圧が本州東方で非常に発達すると、その後面にシベリア北部から南下してくる寒気が吹込み、-7～-8℃の低温になる。このような寒波は一冬に2～3回襲来する。夜間から早朝にかけては西～北西の風が大部分を占める。初雪は遅く、12月下旬過ぎからであり、冬季間の積雪量は少なく、日最大の積雪の深さは30cm程度(水戸)である。

2.2 最寄りの気象官署資料による一般的な気象

原子力施設の設計への反映及び敷地周辺の気象概要を知るため、最寄りの気象官署の長期間通年観測による資料を調査した。

2.2.1 気象官署の状況

対象とした気象官署は、水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所(旧小名浜測候所)の3ヶ所で、各気象官署の位置及び観測項目を第2.2.1表及び第2.2.1図に示す。

2.2.2 水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所を選んだ理由

水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所は、大洗研究所(南地区)敷地周辺同様いずれもなだらかな海岸部の近傍にあり、太平洋側気候域の関東型気候区に属しており、長期間にわたる気象資料が得られているので、敷地周辺の一般的な気象を知る上で適当である。

なお、原子炉施設の設計に当たっては、過去における極値(苛酷な条件)を反映させるため、100年以上の記録がある水戸地方気象台の気象資料を用いた。

2.2.3 最寄りの気象官署における気象概況

水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所における一般的な気象及び極値を「日本気候表 全国の平年値一覧」等⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾に基づいて次に示す。

(1) 一般的な気象

一般的な気象に関する統計を第2.2.2表(1)から第2.2.2表(3)及び第2.2.3表(1)から第2.2.3表(24)に示す。統計期間は観測項目により異なり、短いもので30年未満、長いものは100年以上にわたっている。それぞれの気象官署の各観測項目の統計期間は第2.2.2表(1)から第2.2.2表(3)及び第2.2.3表(1)から第2.2.3表(24)に示すとおりである。

水戸、小名浜の年平均気温は13℃よりやや高く、銚子より2℃程度低い。他の2地点に比して水戸の夏の日最高気温の平均は最も高く、冬の日最低気温の平均は最も低い。また、日最高気温が25℃以上の日数(統計期間中の平均)は、水戸、銚子、小名浜でそれぞれ88日、70日、64日であり、日最低気温が0℃以下の日数(統計期間中の平均)は、それぞれ77日、11日、55日であ

る。

年平均風速は、水戸、銚子、小名浜では、それぞれ2.2m/s、5.6m/s、2.7m/sで、月平均風速は3地点ともに春に大きく、夏に小さい類似の傾向を示す。年間降水量（及び1mm以上の降水日数）は、水戸で1,326.0mm（101日）、銚子で1,580.1mm（111日）、小名浜で1,383.0mm（100日）であり、水戸が最も降水量が少ない。

雲量の年平均値については3地点ともほぼ同様の値（概ね6）、日照率の年平均値については水戸が38.4%、銚子が43.8%、小名浜が46.4%で水戸が最も少ない。快晴日数（雲量1.5未満の日数）は、水戸が46日、銚子が40日、小名浜が41日で、水戸が最も多くなっている。また、湿度の年平均値は、水戸が75%、銚子が75%、小名浜が72%であり、水戸と銚子が同値となっている。

(2) 極 値

3気象官署における1961年から2003年までの極値を、第1.2.3表(1)から第1.2.3表(24)に示す。各項目別の極値は次のとおりである。

(a) 日最高気温	; 水 戸 38.4 ℃ (1997年 7月)
	銚 子 35.3 ℃ (1962年 8月)
	小名浜 37.7 ℃ (1994年 8月)
(b) 日最低気温	; 水 戸 -11.0 ℃ (1984年 1月)
	(参考: -12.7 ℃ (1952年 2月))
	銚 子 - 6.2 ℃ (1970年 1月)
	小名浜 - 9.2 ℃ (1967年 1月)
	(参考: -10.7 ℃ (1952年 2月))
(c) 日最小湿度	; 水 戸 <u>12</u> % (<u>1999</u> 年 <u>3</u> 月)
	銚 子 <u>16</u> % (<u>1991</u> 年 <u>2</u> 月, <u>1998</u> 年 <u>1</u> 月)
	小名浜 <u>12</u> % (<u>1970</u> 年 <u>4</u> 月, <u>2002</u> 年 <u>4</u> 月)
(d) 日降水量の最大値	; 水 戸 244.0 mm (1986年 8月)
	(参考: 276.6 mm (1938年 6月))
	銚 子 228.0 mm (1995年 9月)
	(参考: <u>311.4</u> mm (1947年 8月))
	小名浜 227.2 mm (1966年 6月)
(e) 1時間降水量の最大値	; 水 戸 63.5 mm (1994年 8月)
	(参考: 81.7 mm (1947年 9月))
	銚 子 84.0 mm (1972年 12月)
	(参考: 140.0 mm (1947年 8月))
	小名浜 <u>61.8</u> mm (<u>1963</u> 年 <u>8</u> 月)
(f) 積雪の深さの日最大値	; 水 戸 27 cm (1990年 2月)
	(参考: 32 cm (1945年 2月))
	銚 子 13 cm (1974年 2月)
	(参考: 17 cm (1936年 3月))
	小名浜 21 cm (1994年 2月)
	(参考: 28 cm (1945年 2月))
(g) 最大瞬間風速	; 水 戸 36.3 m/s (1996年 9月)
	(参考: 44.2 m/s (1939年 8月))
	銚 子 52.2 m/s (2002年 10月)

る。

年平均風速は、水戸、銚子、小名浜では、それぞれ2.2m/s、5.7m/s、2.7m/sで、月平均風速は3地点ともに春に大きく、夏に小さい類似の傾向を示す。年間降水量（及び1mm以上の降水日数）は、水戸で1,342.5mm（101日）、銚子で1,632.2mm（111日）、小名浜で1,400.4mm（100日）であり、水戸が最も降水量が少ない。

雲量の年平均値については3地点ともほぼ同様の値（概ね6）、日照率の年平均値については水戸が46.0%、銚子が46.3%、小名浜が49.0%で水戸が最も少ない。快晴日数（雲量1.5未満の日数）は、水戸が44日、銚子が37日、小名浜が38日で、水戸が最も多くなっている。また、湿度の年平均値は、水戸が74%、銚子が75%、小名浜が72%であり、水戸と銚子がほぼ同じとなっている。

(2) 極 値

3気象官署における1961年から2013年までの極値を、第2.2.3表(1)から第2.2.3表(24)に示す。各項目別の極値は次のとおりである。

(a) 日最高気温	; 水 戸 38.4 ℃ (1997年 7月)
	銚 子 35.3 ℃ (1962年 8月)
	小名浜 37.7 ℃ (1994年 8月)
(b) 日最低気温	; 水 戸 -11.0 ℃ (1984年 1月)
	(参考: -12.7 ℃ (1952年 2月))
	銚 子 - 6.2 ℃ (1970年 1月)
	小名浜 - 9.2 ℃ (1967年 1月)
	(参考: -10.7 ℃ (1952年 2月))
(c) 日最小湿度	; 水 戸 <u>11</u> % (<u>2004</u> 年 <u>3</u> 月)
	銚 子 <u>15</u> % (<u>2013</u> 年 <u>4</u> 月)
	小名浜 <u>8</u> % (<u>2008</u> 年 <u>4</u> 月)
(d) 日降水量の最大値	; 水 戸 244.0 mm (1986年 8月)
	(参考: 276.6 mm (1938年 6月))
	銚 子 228.0 mm (1995年 9月)
	(参考: <u>311.6</u> mm (1947年 8月))
	小名浜 227.2 mm (1966年 6月)
(e) 1時間降水量の最大値	; 水 戸 63.5 mm (1994年 8月)
	(参考: 81.7 mm (1947年 9月))
	銚 子 84.0 mm (1972年 12月)
	(参考: 140.0 mm (1947年 8月))
	小名浜 <u>69.5</u> mm (<u>2007</u> 年 <u>8</u> 月)
(f) 積雪の深さの日最大値	; 水 戸 27 cm (1990年 2月)
	(参考: 32 cm (1945年 2月))
	銚 子 13 cm (1974年 2月)
	(参考: 17 cm (1936年 3月))
	小名浜 21 cm (1994年 2月)
	(参考: 28 cm (1945年 2月))
(g) 最大瞬間風速	; 水 戸 36.3 m/s (1996年 9月)
	(参考: 44.2 m/s (1939年 8月))
	銚 子 52.2 m/s (2002年 10月)

(h) 最低気圧(台風) ; 小名浜 48.1 m/s (2002年10月)
; 水戸 968.0 hPa (1981年8月)
(参考: 957.3 hPa (1913年8月))
銚子 962.2 hPa (2000年7月)
(参考: 952.0 hPa (1932年11月))
小名浜 972.9 hPa (1981年8月)
(参考: 952.2 hPa (1913年8月))

1.3 敷地での気象観測

原子炉施設から放出される気体状の放射性廃棄物による一般公衆の被ばく評価解析に使用する気象資料を得るために、大洗研究開発センター(南地区)の周辺監視区域内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁶⁾(以下「気象指針」という。)に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等の観測及び解析を行っている。

気象観測設備配置図を第1.3.1図に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を第1.3.1表に示す。

1.3.1 観測点の状況

(1) 排気管又は排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地の平坦地(標高約37m)に設置した高さ90mの気象観測塔に、風向風速計を高さ80mに配置することにより、原子炉施設の排気管又は排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

(2) 地上風を代表する観測点

敷地内の露場に風向風速計を高さ10mに配置して、測定した風向風速観測値を、敷地を代表する地上風の資料とした。

(3) 大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、上記の(2)の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。

日射量及び放射収支量については、露場に配置した測器による観測値を使用する。

(4) 気温観測点

敷地の露場に温度計を高さ1.5mに配置して観測した気温を使用する。

1.3.2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速:高さ10m及び80m

気温:露場

日射量:露場

放射収支量:露場

降水量:露場

1.3.3 気象測器の検定

観測に使用した気象測器のうち、気象庁検定の対象となっている風向風速計、日射計等は検定に合格したものを使用し、定期的に点検校正を行っている。

1.4 敷地における観測結果

(h) 最低気圧(台風) ; 小名浜 48.1 m/s (2002年10月)
; 水戸 967.1 hPa (2002年10月)
(参考: 957.3 hPa (1913年8月))
銚子 959.6 hPa (2013年10月)
(参考: 952.0 hPa (1932年11月))
小名浜 968.6 hPa (1981年8月)
(参考: 952.2 hPa (1913年8月))

2.3 敷地での気象観測

原子炉施設から放出される気体状の放射性廃棄物による一般公衆の被ばく評価解析に使用する気象資料を得るために、大洗研究所(南地区)の周辺監視区域内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁹⁾(以下「気象指針」という。)に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等の観測及び解析を行っている。

気象観測設備配置図を第2.3.1図に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を第2.3.1表に示す。

2.3.1 観測点の状況

(1) 排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地の平坦地(標高約36m)に設置した高さ90mの気象観測塔に、風向風速計を高さ80mに配置することにより、原子炉施設の排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

(2) 地上風を代表する観測点

敷地内の露場に風向風速計を高さ10mに配置して、測定した風向風速観測値を、敷地を代表する地上風の資料とした。

(3) 大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、上記の(2)の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。

日射量及び放射収支量については、露場に配置した測器による観測値を使用する。

(4) 気温観測点

敷地の露場に温度計を高さ1.5mに配置して観測した気温を使用する。

2.3.2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速:高さ10m及び80m

気温:露場

日射量:露場

放射収支量:露場

降水量:露場

2.3.3 気象測器の検定

観測に使用した気象測器のうち、気象庁検定の対象となっている風向風速計、日射計等は検定に合格したものを使用し、定期的に点検校正を行っている。

2.4 敷地における観測結果

通常運転時及び想定事故時の被ばく評価には、1996年1月から2000年12月までの5年間の気象データを用いている。この際、同一時刻における風向、風速、日射量（夜間にあつては放射収支量）のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻を欠測として扱っている。この欠測回数を第1.4.1表に示す。

以下に敷地における観測結果について述べる。

1.4.1 風 向

(1) 風向出現頻度

高さ10m及び80mにおける各年の風向頻度は、第1.4.1図(1)から第1.4.1図(3)に、その5年間の平均値は、第1.4.1図(4)に示すとおりである。これらの図より、年によって多少の違いはみられるものの、北東の風が、いずれの年においても卓越していることがわかる。5年平均の年風向頻度を高さ80mについてみると、北北東～東北東の3方位の合計が30%（北東13%）となる。

また、高さ10m及び80mにおける5年間の月別平均風向頻度は、第1.4.2図(1)から第1.4.2図(6)に示すとおりである。高さ80mについての傾向は、12月から1月にかけて冬の季節風である北北西の風が卓越し、20%前後に達する。一方、4月から10月には、北東の風の出現頻度が高く、約13～22%になる。それぞれの季節風は、4月と10月頃が交替期であることがわかる。

(2) 低風速時の風向出現頻度

低風速（0.5～2.0m/s）時の風配図を第1.4.3図に示す。高さ10mでは、西の頻度は11.5%と高いが東南東から南にかけて頻度の低下が顕著である。また、80mでは、南よりの風が若干低下するが、ほぼ全方位にわたり均等に分布している。

(3) 大気安定度別風向出現頻度

大気安定度は、第1.4.5表に示す大気安定度分類をもとにした、A、B、C型のいずれかが出現した場合（A+B+C型）、D型が出現した場合（D型）、E、F、G型のいずれかが出現した場合（E+F+G型）の出現頻度を第1.4.4図(1)から第1.4.4図(3)に示す。高さ80mにおけるA+B+C型の場合、北東、南東の風向頻度がそれぞれ10%以上であり、D型の場合は、北北東、北東の風向頻度が高く約35%を占める。また、E+F+G型の場合は、北西～北の3方位で約40%を占める。

(4) 同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の同一風向継続時間出現回数は、第1.4.2表(1)及び第1.4.2表(2)に示すように、高さ10mにあつては南西、北東、高さ80mにあつては北北東、北東、南南西の風向継続時間が長く、いずれの場合にも継続時間が15時間以上に及ぶこともある。

(5) 低風速時の同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の低風速時（0.5～2.0m/s）の同一風向継続時間出現回数は、第1.4.3表(1)及び第1.4.3表(2)に示すように、高さ10mにあつては、低風速時の同一風向継続時間が6時間に及ぶこともあるが、高さ80mにあつては、低風速時の同一風向継続時間は、高々2時間程度であることがわかる。

1.4.2 風 速

(1) 平均風速

通常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価には、2009年1月から2013年12月までの5年間の気象データを用いている。この際、同一時刻における風向、風速、日射量（夜間にあつては放射収支量）のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻を欠測として扱っている。この欠測回数を第2.4.1表に示す。気象指針では連続した12カ月における欠測率は原則として10%以下、連続した30日間における欠測率は30%以下になるよう努めなければならないとあり、当該気象データの欠測率は気象指針の欠測率を満足している。

以下に敷地における観測結果について述べる。

2.4.1 風 向

(1) 風向出現頻度

高さ10m及び80mにおける各年の風向頻度は、第2.4.1図(1)から第2.4.1図(3)に、その5年間の平均値は、第2.4.1図(4)に示すとおりである。これらの図より、年によって多少の違いはみられるものの、高さ10mにあつては北東の風が、高さ80mにあつては北東と北北東の風が、卓越していることがわかる。5年平均の年風向頻度を高さ80mについてみると、北北東と北東の2方位の合計が24%となる。

また、高さ10m及び80mにおける5年間の月別平均風向頻度を、第2.4.2図(1)から第2.4.2図(6)に示す。高さ80mについての傾向は、12月から1月にかけて冬の季節風である北西と北北西の風が卓越し、合計は36%程度に達する。一方、4月から10月には、北東と北北東の風の出現頻度が高く、合計で高さ10mにあつては23～40%程度、高さ80mにあつては24～35%程度になる。それぞれの季節風は、4月と10月頃が交替期であることがわかる。

(2) 低風速時の風向出現頻度

低風速（0.5～2.0m/s）時の風配図を第2.4.3図に示す。高さ10mでは、西南西の頻度は14%と高いが東南東から南にかけて頻度の低下が顕著である。また、80mでは、南よりの風が若干低下するが、ほぼ全方位にわたり均等に分布している。

(3) 大気安定度別風向出現頻度

大気安定度は、第2.4.5表に示す大気安定度分類をもとにした、A、B、C型のいずれかが出現した場合（A+B+C型）、D型が出現した場合（D型）、E、F、G型のいずれかが出現した場合（E+F+G型）の出現頻度を第2.4.4図(1)から第2.4.4図(3)に示す。高さ80mにおけるA+B+C型の場合、北東、南東の風向頻度がそれぞれ10%以上であり、D型の場合は、北北東、北東の風向頻度が高く約35%を占める。また、E+F+G型の場合は、北西と北北西の2方位で約29%を占める。

(4) 同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.2表(1)及び第2.4.2表(2)に示すように、高さ10mにあつては南西、北東、高さ80mにあつては北北東、北東の風向継続時間が長く、いずれの場合にも継続時間が15時間以上に及ぶこともある。

(5) 低風速時の同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の低風速時（0.5～2.0m/s）の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.3表(1)及び第2.4.3表(2)に示すように、高さ10mにあつては、低風速時の同一風向継続時間が7時間に及ぶこともあるが、高さ80mにあつては、低風速時の同一風向継続時間は、高々2時間程度であることがわかる。

2.4.2 風 速

(1) 平均風速

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の月別平均風速を第 1.4.5 図に示す。特に高さ 80m では、季節的にみると、春（3 月、4 月）に風速が大きく、夏、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は、高さ 10m 及び 80m で、それぞれ 2.2m/s 及び 5.6m/s である。

高さ 10m 及び 80m の 5 年平均の月別時刻別平均風速は第 1.4.6 図(1)及び第 1.4.6 図(2)に示すように、一般的な傾向としては、日の出とともに風が強くなり、14 時頃に最大風速となって日没とともに風が弱まるが、高さ 80m では、冬季には日の出直後の数時間にわたり風速が弱くなる傾向がある。

(2) 風速階級別出現頻度

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の年間風速階級別出現頻度は第 1.4.7 図(1)に、5 年平均の月別風速階級別出現頻度は第 1.4.7 図(2)から第 1.4.7 図(7)に示すとおりである。最も高い頻度を示す風速階級は、高さ 10m にあつては 1~2m/s で 28%、高さ 80m にあつては 4~5m/s で 15% である。

(3) 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の静穏（風速 0.5m/s 未満）継続時間出現回数及び年間静穏時間は第 1.4.4 表に示すように、観測高が高いほど静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、高さ 10m にあつては最大 7 時間であるが、高さ 80m にあつては 2 時間程度であり、年間静穏時間は、高さ 10m にあつては 867 時間、高さ 80m にあつては 42 時間である。

(4) 風向別風速

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の風向別年平均風速は第 1.4.8 図(1)に示すように、高さ 80m の場合、4 月~10 月の卓越風である北東と北北東の風速が強く、冬季の卓越風である北北西の風の風速は比較的弱い。風向別風速出現頻度は、第 1.4.8 図(2)及び第 1.4.8 図(3)に示すように、高さ 10m 及び 80m ともに北東の風の場合は、風速の大きい頻度が高い。

1.4.3 大気安定度

大気安定度は、高さ 10m の風速（敷地を代表する地上風）と日射量又は放射収支量をもとに、第 1.4.5 表に示す大気安定度分類表に従って決定した。大気安定度を A、B、C、D、E、F の 6 つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D 及び G を、それぞれ B、C、D 及び F に加算して統計処理を行った。

(1) 大気安定度出現頻度

年間及び 5 年平均の大気安定度出現頻度は、第 1.4.9 図に示すように、年により多少異なるが、不安定（A+B+C 型）が約 26%、中立（D 型）が約 43%、安定（E+F+G 型）が約 32% である。5 年平均の月別大気安定度出現頻度は、第 1.4.10 図に示すように、6、7 月は D 型が多く、12 月から 2 月は F 型が多いことがわかる。高さ 80m における風向別大気安定度出現頻度は、第 1.4.11 図に示すように、風向により大気安定度の出現頻度が著しく異なり、4~10 月の卓越風である北東の風の場合は D 型が約 64%、冬の季節風である北北西の風の場合は F 型が約 49% を占める。また、北東~南東の風の場合は F 型の出現頻度が 17% 以下と少なく、東~南東の風の場合は B 型の頻度が 37~42% 前後であることがわかる。

(2) 大気安定度継続時間出現回数

5 年平均の大気安定度継続時間出現回数は、第 1.4.6 表に示すように、不安定（A+B+C 型）は長くとも 10 時間程度であるが、中立（D 型）及び安定（E+F+G 型）の場合は 15 時間以上継続することもある。

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の月別平均風速を第 2.4.5 図に示す。特に高さ 80m では、季節的にみると、春（3 月、4 月）に風速が大きく、夏、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は、高さ 10m 及び 80m で、それぞれ 2.0m/s 及び 5.6m/s である。

高さ 10m 及び 80m の 5 年平均の月別時刻別平均風速は第 2.4.6 図(1)及び第 2.4.6 図(2)に示すように、一般的な傾向としては、日の出とともに風が強くなり、14 時頃に最大風速となって日没とともに風が弱まるが、高さ 80m では、冬季には日の出直後の数時間にわたり風速が弱くなる傾向がある。

(2) 風速階級別出現頻度

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の年間風速階級別出現頻度は第 2.4.7 図(1)に、5 年平均の月別風速階級別出現頻度は第 2.4.7 図(2)から第 2.4.7 図(7)に示すとおりである。最も高い頻度を示す風速階級は、高さ 10m にあつては 1~2m/s で 28%、高さ 80m にあつては 5~6m/s で 15% である。

(3) 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の静穏（風速 0.5m/s 未満）継続時間出現回数及び年間静穏時間は第 2.4.4 表に示すように、観測高が高いほど静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、高さ 10m にあつては最大 8 時間であるが、高さ 80m にあつては 2 時間程度であり、年間静穏時間は、高さ 10m にあつては 938 時間、高さ 80m にあつては 47 時間である。

(4) 風向別風速

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均の風向別年平均風速は第 2.4.8 図(1)に示すように、高さ 80m の場合、4 月~10 月の卓越風である北東と北北東の風速が強く、冬季の卓越風である北北西の風の風速は比較的弱い。風向別風速出現頻度は、第 2.4.8 図(2)及び第 2.4.8 図(3)に示すように、高さ 10m 及び 80m ともに北東の風の場合は、風速の大きい頻度が高い。

2.4.3 大気安定度

大気安定度は、高さ 10m の風速（敷地を代表する地上風）と日射量又は放射収支量をもとに、第 2.4.5 表に示す大気安定度分類表に従って決定した。大気安定度を A、B、C、D、E、F の 6 つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D 及び G を、それぞれ B、C、D 及び F に加算して統計処理を行った。

(1) 大気安定度出現頻度

年間及び 5 年平均の大気安定度出現頻度は、第 2.4.9 図に示すように、年により多少異なるが、5 年平均の大気安定度出現頻度は、不安定（A+B+C 型）が約 27%、中立（D 型）が約 45%、安定（E+F+G 型）が約 29% である。5 年平均の月別大気安定度出現頻度を第 2.4.10 図に示すように、12 月から 1 月は F 型が多い。高さ 80m における風向別大気安定度出現頻度は、第 2.4.11 図に示すように、風向により大気安定度の出現頻度が著しく異なり、4~10 月の卓越風である北北東の風の場合は D 型が約 72%、冬の季節風である北西の風の場合は F 型が約 50% を占める。また、北東~南東の風の場合は F 型の出現頻度が 17% 以下と少なく、東~南東の風の場合は B 型の頻度が 40% 前後である。

(2) 大気安定度継続時間出現回数

5 年平均の大気安定度継続時間出現回数は、第 2.4.6 表に示すように、不安定（A+B+C 型）は長くとも 11 時間程度であるが、中立（D 型）の場合は 15 時間以上継続することもある。

1.4.4 気温

5年平均の月別平均気温は第1.4.12図に示すとおりであり、5年間の年平均気温は13.7℃である。

1.4.5 敷地の気象特性

敷地における気象観測資料を解析した結果によると、敷地の気象特性としては、次のような点が挙げられる。

- (1) 敷地付近は、年間を通して10m、80mとも北東風が卓越しており、特に春季から秋季にこの傾向が強い。冬季は、80mは北北西、10mについては西よりの風が卓越する。同一風向継続時間は、10m、80mとも卓越風向である北東を中心に10時間前後あるいはそれ以上にわたることもあり、さらに南西、南南西においても10時間程度継続することがある。
- (2) 高さ10m及び80mの年平均風速は、それぞれ2.2m/s及び5.6m/sである。
- (3) 静穏が発生しても、それが継続することは少ない。
- (4) 大気安定度の出現頻度は、不安定(A+B+C型)が約26%、中立(D型)が約43%、安定(E+F+G型)が約32%である。
北東の風の場合の大気安定度D型は約64%、冬の季節風である北北西の風の場合の大気安定度F型(G型を含む)は約49%を占める。

1.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「1.3敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

1.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、1996年1月から2000年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため1996年から2000年の各1年が長期間の気象状態を代表しているかどうか、即ち、異常年でないかどうかの検討を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究開発センター(南地区)敷地内で観測した1990年1月から2000年12月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(6-1)式によりF0を求め、有意水準5%で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く10年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第1.5.1表及び第1.5.2表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。1996年から2000年の各1年で、28項目中棄却された項目は1998年3件、1999年1件、2000年1件の5件のみであり、当該5年間の各年が残りの10年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断される。

2.4.4 気温

5年平均の月別平均気温は第2.4.12図に示すとおりであり、5年間の年平均気温は13.8℃である。

2.4.5 敷地の気象特性

敷地における気象観測資料を解析した結果によると、敷地の気象特性としては、次のような点が挙げられる。

- (1) 敷地付近は、年間を通して10m、80mとも北東風が卓越しており、特に春季から秋季にこの傾向が強い。冬季は、80mは北西と北北西、10mについては西よりの風が卓越する。同一風向継続時間は、10m、80mとも卓越風向である北東を中心に15時間前後あるいはそれ以上にわたることもあり、さらに南西においても10時間程度継続することがある。
- (2) 高さ10m及び80mの年平均風速は、それぞれ2.0m/s及び5.6m/sである。
- (3) 高さ80mにおいては、静穏が発生しても、それが継続することは少ない。
- (4) 大気安定度の出現頻度は、不安定(A+B+C型)が約27%、中立(D型)が約45%、安定(E+F+G型)が約29%である。
北北東の風の場合の大気安定度D型は約72%、冬の季節風である北西の風の場合の大気安定度F型(G型を含む)は約50%を占める。

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため2003年から2013年について異常年検定を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した2003年1月から2013年12月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(6-1)式によりF0を求め、有意水準5%で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く10年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第2.5.1表及び第2.5.2表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2003年から2008年の6年で棄却された項目は8件であった。一方、安全解析に使用した2009年から2013年の5年で棄却された項目は9件であり、当該5年間が残りの6年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。

1.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために、大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究開発センター（南地区）の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さに吹上げ高さを加えたものを使用した。

原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 1.5.3 表に示すとおりである。原子炉施設の各種事故、重大事故及び仮想事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、原子炉施設においては排気筒放出を仮定する場合には吹上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0 m とした。原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気管放出及び排気筒放出の場合の有効高さを第 1.5.4 表に示す。

1.5.3 通常運転時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設の通常運転時に放出される放射性気体廃棄物が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために、必要な統計量を求める。気象条件は、年変動の影響を少なくするために、1996 年 1 月から 2000 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、次に示す「気象指針」による方法によって、1 年ごとに計算した 5 年分の統計量を平均して求めた。

(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s})

有風時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s}) は、(6-2) 式により求める。

$$wS_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{\delta_{d,s}}{U_i} \dots\dots\dots (6-2)$$

- N : 実観測回数
- U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
- δ_{d,s} : 時刻 i において風向 d、大気安定度 s の場合 δ_{d,s}=1
その他の場合 δ_{d,s}=0

静穏時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s}) は、(6-3) 式により求める。

$$cS_{d,s} = \frac{N_{d,s}}{U} \dots\dots\dots (6-3)$$

$$cN_{d,s} = \frac{N'_d}{\sum_{d=1}^{16} N'_d} \cdot cN_s \dots\dots\dots (6-4)$$

- cN_{d,s} : 風向 d に配分された静穏時大気安定度 s の出現回数
- N'_d : 風速 0.5~2.0m/s の風向 d の出現回数
- cN_s : 静穏時大気安定度 s の出現回数
- cU : 静穏時の風速(0.5m/s)

$$S_{d,s} = wS_{d,s} + cS_{d,s} \dots\dots\dots (6-5)$$

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために、大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さ (80m) に吹上げ高さを加えたものを使用した。吹上げ高さは、(6-2) 式により求める。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (6-2)$$

- ΔH : 吹き上げ高さ(m)
- W : 吹出し速度(7.14m/s)
- D : 出口直径(2.5m)
- U : 風速(m/s)

原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。原子炉施設の設計基準事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、原子炉施設においては排気筒放出を仮定する場合には吹上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0m とした。原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気筒放出の場合の有効高さを第 2.5.4 表に示す。

2.5.3 通常運転時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設の通常運転時に放出される放射性気体廃棄物が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために、必要な統計量を求める。気象条件は、年変動の影響を少なくするために、2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、次に示す「気象指針」による方法によって、1 年ごとに計算した 5 年分の統計量を平均して求めた。

(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s})

有風時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s}) は、(6-3) 式により求める。

$$wS_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{\delta_{d,s}}{U_i} \dots\dots\dots (6-3)$$

- N : 実観測回数
- U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
- δ_{d,s} : 時刻 i において風向 d、大気安定度 s の場合 δ_{d,s}=1
その他の場合 δ_{d,s}=0

静穏時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (S_{d,s}) は、(6-4) 式により求める。

$$cS_{d,s} = \frac{N_{d,s}}{U} \dots\dots\dots (6-4)$$

$$cN_{d,s} = \frac{N'_d}{\sum_{d=1}^{16} N'_d} \cdot cN_s \dots\dots\dots (6-5)$$

- cN_{d,s} : 風向 d に配分された静穏時大気安定度 s の出現回数
- N'_d : 風速 0.5~2.0m/s の風向 d の出現回数
- cN_s : 静穏時大気安定度 s の出現回数
- cU : 静穏時の風速(0.5m/s)

$$S_{d,s} = wS_{d,s} + cS_{d,s} \dots\dots\dots (6-6)$$

(2) 風向別大気安定度別風速逆数の平均 ($\bar{S}_{d,s}$)

$$\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} \cdot S_{d,s} \dots\dots\dots (6-6)$$

$N_{d,s}$: 風向 d、大気安定度 s の総出現回数

$$N_{d,s} = N_{d,s,w} + N_{d,s,c} \dots\dots\dots (6-7)$$

$N_{d,s,w}$: 有風時の風向 d、大気安定度 s の出現回数

(3) 風向出現頻度

風向出現頻度は(6-8)式、(6-9)式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = 100 \cdot \frac{\sum_{i=1}^N {}_d\delta_i}{N} \dots\dots\dots (6-8)$$

$$f_{dt} = f_d + f'_d + f''_d \dots\dots\dots (6-9)$$

f_d : 風向 d の出現頻度 (%)

N : 実観測回数(回)

${}_d\delta_i$: 風向が d の場合 ${}_d\delta_i = 1$ 、その他の場合 ${}_d\delta_i = 0$

f'_d 、 f''_d : 風向 d に隣接する風向 d'、d" の出現頻度 (%)

f_{dt} : 風向 d、d'、d" の出現頻度の和 (%)

静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5~2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

なお、大気安定度、風向及び風速のいずれか 1 つでも欠測があれば、当該時刻は欠測扱いとした。

また、欠測を除いた期間について得られた統計は、欠測期間についても成り立つものとし、1年間の値に換算している。

以上の計算から求めた高さ 10m 及び 80m の風向出現頻度 (f_d 、 f_{dt}) 及び風向別大気安定度別出現回数 ($N_{d,s}$) を第 1.5.5 表(1)及び第 1.5.5 表(2)に、風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 ($S_{d,s}$ 及び $\bar{S}_{d,s}$) を第 1.5.6 表(1)及び第 1.5.6 表(2)に示す。

1.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態(気象条件)を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における 1996 年 1 月から 2000 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97 %にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度 (χ/Q) は(6-10)式により計算する。

(2) 風向別大気安定度別風速逆数の平均 ($\bar{S}_{d,s}$)

$$\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} \cdot S_{d,s} \dots\dots\dots (6-7)$$

$N_{d,s}$: 風向 d、大気安定度 s の総出現回数

$$N_{d,s} = N_{d,s,w} + N_{d,s,c} \dots\dots\dots (6-8)$$

$N_{d,s,w}$: 有風時の風向 d、大気安定度 s の出現回数

(3) 風向出現頻度

風向出現頻度は(6-9)式、(6-10)式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = 100 \cdot \frac{\sum_{i=1}^N {}_d\delta_i}{N} \dots\dots\dots (6-9)$$

$$f_{dt} = f_d + f'_d + f''_d \dots\dots\dots (6-10)$$

f_d : 風向 d の出現頻度 (%)

N : 実観測回数(回)

${}_d\delta_i$: 風向が d の場合 ${}_d\delta_i = 1$ 、その他の場合 ${}_d\delta_i = 0$

f'_d 、 f''_d : 風向 d に隣接する風向 d'、d" の出現頻度 (%)

f_{dt} : 風向 d、d'、d" の出現頻度の和 (%)

静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5~2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

なお、大気安定度、風向及び風速のいずれか 1 つでも欠測があれば、当該時刻は欠測扱いとした。

また、欠測を除いた期間について得られた統計は、欠測期間についても成り立つものとし、1年間の値に換算している。

以上の計算から求めた高さ 10m 及び 80m の風向出現頻度 (f_d 、 f_{dt}) 及び風向別大気安定度別出現回数 ($N_{d,s}$) を第 2.5.5 表(1)及び第 2.5.5 表(2)に、風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 ($S_{d,s}$ 及び $\bar{S}_{d,s}$) を第 2.5.6 表(1)及び第 2.5.6 表(2)に示す。

2.5.4 設計基準事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態(気象条件)を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97 %にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度 (χ/Q) は(6-11)式により計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \cdots \cdots \cdots (6-10)$$

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m³)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m³)
- ${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i=1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i=0$

ここで $(\chi/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

a. 建家等の影響がない場合

$(\chi/Q)_i$ の計算にあたっては、風向が一定と仮定して(6-11)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-11)$$

b. 建家等の影響のある場合

建物の影響により上記の(6-11)式が用いられない場合、 $(\chi/Q)_i$ は、(6-12)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-12)$$

- $\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$
- $\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$
- A : 建家等の風向方向の投影面積 (m²)
- c : 形状係数

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \cdots \cdots \cdots (6-11)$$

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m³)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m³)
- ${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i=1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i=0$

ここで $(\chi/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

a. 建家等の影響がない場合

(a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算にあたっては、風向が一定と仮定して(6-12)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-12)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算にあたっては、放出放射性物質の全量が1方位内に一様分布すると仮定して(6-13)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-13)$$

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m³)
- σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- x : 放出源から着目地点までの距離 (m)

b. 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(6-12)式、(6-13)式が用いられない場合、 $(\chi/Q)_i$ は、(6-14)式、(6-15)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-14)$$

- $\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$
- $\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$
- A : 建家等の風向方向の投影面積 (m²)
- c : 形状係数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-15)$$

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。

原子炉施設に係る事故、重大事故及び仮想事故について、地上放出の場合は建物等の影響を考慮し、排気筒放出の場合には建物等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及びD/Qの値を第1.5.7表(1)から第1.5.7表(4)に、その地点における累積出現頻度を第1.5.1図(1)から第1.5.1図(8)に示す。

1.6 参考文献

(1) 茨城県の気候

水戸地方気象台編、昭和34年3月

(2) 日本原子力研究所の立地条件と放射線安全対策

日本原子力研究所 JAERI6011、昭和37年9月

(3) 日本気候表 全国の平年値一覧(統計期間1971~2000年)

気象庁、財気象業務支援センター

(4) 気象データベース・地上観測

財気象業務支援センター

(5) 台風経路データ

財気象業務支援センター (FD版)

(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針

原子力安全委員会、平成13年3月29日

第1.2.1表~第1.5.7表、第1.2.1図~第1.5.1図 (省略)

3. 地盤、地質

(省略)

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が8時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

原子炉施設に係る設計基準事故について、地上放出の場合は建家等の影響を考慮し、排気筒放出の場合には建家等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及びD/Qの値を第2.5.7表(1)から第2.5.7表(4)に、その地点における累積出現頻度を第2.5.1図(1)から第2.5.1図(8)に示す。

2.6 参考文献

(1) 茨城県の気候

水戸地方気象台編、昭和34年3月

(2) 茨城県の気象百年

水戸地方気象台編、平成8年12月

(3) 日本原子力研究所の立地条件と放射線安全対策

日本原子力研究所 JAERI6011、昭和37年9月

(4) 日本気候表 全国の平年値一覧(統計期間1971~2000年)

気象庁、財気象業務支援センター

(5) 日本気候表 全国の平年値一覧(統計期間1981~2010年)

気象庁、財気象業務支援センター

(6) 気象データベース・地上観測(CD-ROM)

財気象業務支援センター

(7) 過去の気象データ

気象庁、更新:2014.9.18、<http://www.data.jma.go.jp/>

(8) 過去の台風資料

気象庁、更新:2014.9.18、<http://www.data.jma.go.jp/>

(9) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針

原子力安全委員会、平成13年3月29日

第2.2.1表~第2.5.7表、第2.2.1図~第2.5.1図 (省略)

3. 地盤

(省略)

4. 水 理

当敷地内地下水は南西部から北東部に現地盤から 60 m～ 90 m 程度の深い部分にわたって鹿島灘に向かって流れているものと推定される。

表流地下水は現地盤から 10 m～ 13 m 付近に比較的薄い粘土があり、この層より上部の表流地下水の一部は海に向かって流れ他は中央部窪地に集中して涸沼に向かって流れているものと推定される。飲料水及び冷却用水の取水源は那珂川の水府橋下流約 1000 m 付近から取水し当敷地内にある窪地を利用しせき止め約 250,000 トンの貯水を行ない大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）全般の用水をまかなうものである。

2. 海 洋

海況の一般的傾向としては、東海村沖のものとはと同様であると考えられる。すなわちこの付近の海は、鹿島灘沖を北東に向つて流れる“くろしお”本流と、釧路沖から金華山沖を南下する“おやしお”との混合水域である。またときには対馬暖流が三陸沿岸を南下してこの水域に達することもある。これら三水塊の消長は季節により、また年によつてかなり異なる。東海沖では、降雨の多い季節には久慈川から放流される河川水の影響が、沿岸の塩素量等にかなりはつきり現われるが、大洗の場合同じように那珂川の影響が現われることが予想される。

大洗事業所沖の海流の調査は、漂流浮標をトランシットで追跡するという方法を使つて、1965 年夏と 1966 年冬に表層の観測 22 回、表面から 3 m の層 23 回の観測結果を得た。これによると夏と冬の海流の様子はかなり異なつている。夏は表層では流向が一定せず、軌跡はわん曲したものが多いが、3 m 層では南ないし南西にはと集中している。冬期は表層では北東および南東流が卓越しているが、3 m 層は観測例が少ない。

海洋拡散については、東海沖で行なつた染料拡散実験結果がある程度まとまつている。この結果は大洗沖海域に適用してもそう大きな違いはないであろう。東海付近海域での拡散実験は染料をトレーサーとして多数回行なわれた。これらの結果を総合すると、連続放出の場合だいたい次の式で表わすことができる。

4. 水理

4.1 陸水

敷地は、太平洋に面した標高約 35～40m の鹿島台地にある。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約 29m、水深は約 6m である。敷地内には 13～16m の高低がある。敷地を含む周辺の表流水のほとんどは夏海湖に集り、涸沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水により原子炉施設等が影響を受けることはない。

4.2 海象

4.2.1 潮位

敷地の北北東約 5.3km の大洗港において、昭和 47 年 3 月より潮位観測が行われている。平成 19 年 12 月までの観測結果⁽¹⁾⁽²⁾によると潮位は次のとおりである。

最高潮位 (H. H. W. L.)	T. P. +1.47m
(平成 18 年 10 月 7 日)	
壱望平均満潮位 (H. W. L.)	T. P. +0.65m
平均潮位 (M. W. L.)	T. P. +0.03m
壱望平均干潮位 (L. W. L.)	T. P. -0.85m
最低潮位 (L. L. W. L.)	T. P. -1.17m
(昭和 56 年 5 月 6 日)	

4.2.2 流況

海況の一般的傾向としては、東海村沖のものとはほ同様であると考えられる。即ちこの付近の海は、鹿島灘沖を北東に向つて流れる“くろしお”本流と釧路沖から金華山沖を南下する“おやしお”との混合水域である。また、とときには対馬暖流が三陸沿岸を南下してこの水域に達することもある。これら三水塊の消長は季節により、また年によつて大きく異なる。東海村沖では、降雨の多い季節には久慈川から放流される河川水の影響が、沿岸の塩素量等にはつきり現われるので、大洗沖の場合同じように那珂川の影響が現われることが予想される。

大洗研究所沖の海流の調査は、漂流浮標をトランシットで追跡するという方法を使つて、1965 年夏と 1966 年冬に表層の観測 22 回、表面から 3 m の層 23 回の観測結果を得た。これによると夏と冬の海流の様子は大きく異なつている。夏は表層では流向が一定せず、軌跡はわん曲したものが多いが、3 m 層では南ないし南西にはほ集中している。冬期は表層では北東及び南東流が卓越しているが、3 m 層は観測例が少ない。

また、放射性物質の海洋拡散については、東海村沖で行つた染料拡散実験結果がある程度まとまつている。この結果は大洗沖海域に適用してもそう大きな違いはないと考えられる。東海村付近海域での拡散実験は染料をトレーサーとして多数回行われた。これらの結果を総合すると、連続放出の場合概ね次の式で表わすことができる。

$$X_s(x,y) = \frac{Q}{2\pi V c x} e^{-\frac{y^2}{2c^2 x}}$$

X_s : 面積濃度 (Ci/cm²) x : 流下軸
 Q : 放出率 (Ci/sec) y : x と直角な水平座標
 V : 流速 (cm/sec)

この式で c の値を約 0.1 にとると実験値とかなりよく一致する。いま東海沖の平均的状態として V = 10 cm/sec、深さ 10 m で鉛直方向には一様に混合すると仮定すると、1 μCi/sec の放出に対して流下軸上の濃度は下表のようになる。

流下軸上距離	100m	200m	500m	1000m
濃度 (μCi/cc)	4 × 10 ⁻⁸	2 × 10 ⁻⁸	8 × 10 ⁻⁹	4 × 10 ⁻⁹

津波は大きな地震によるものほど大きく、マグニチュード 7.0 以上の地震でないと大きな津波は起つていない。統計的にみて、茨城県沖はそのような地震が起る可能性がない。また鹿島灘沿岸に近い地形の例として、十勝沖地震の際の浦河においては 5 m、新潟地震の際の直江津付近海岸で約 3 m の津波を観測している。

高潮は台風等の際の強風による表面水の吹寄せ現象と気圧の低下による表面の上昇効果の重畳と考えられている。伊勢湾台風の際高潮による水面上昇は最高 3.4 m であつたが、直線的海岸で高潮による被害が問題になつた例はない。

したがつて最悪の場合を仮定しても大洗海岸では津波による水位上昇は 5 m、高潮のそれは 2 m 程度であろう。また平均海面と潮位差の最大は 1.5 m 程度と考えられるので、これらの現象がそれぞれ満潮時と重なつたとしても津波の場合 6.5 m、高潮の場合 3.5 m 程度の水位上昇にとどまるであろう。したがつて海拔約 40 m の台地上に建設される高速実験炉に対して影響はない。

$$X_s(x,y) = \frac{Q}{\sqrt{2\pi U \cdot c \cdot x}} \exp\left[-\frac{y^2}{2c^2 \cdot x}\right]$$

X_s : 面積濃度 (Bq/cm²)
 Q : 放出率 (Bq/s)
 U : 流速 (cm/s)
 x : 流下軸 (海水の流れ方向 cm)
 y : X と直角な水平座標 (cm)
 c : 拡散に関する定数

この式で c の値を約 0.1 にとると実験値とよく一致する。東海沖の平均的状態として U = 10 cm/s、深さ 10 m で鉛直方向には一様に混合すると仮定すると、3.7 × 10⁴ Bq/s の放出に対して流下軸上の濃度は下表のようになる。

流下軸上距離	100m	200m	500m	1000m
濃度 (Bq/cm ³)	1.48 × 10 ⁻³	7.4 × 10 ⁻⁴	2.96 × 10 ⁻⁴	1.48 × 10 ⁻⁴

4.2.3 波浪

敷地の沖合約 5.3 km に設置された波浪観測器により、昭和 48 年 4 月より波浪観測が行われている。平成 10 年 12 月までの観測結果⁽¹⁾⁽³⁾⁽⁴⁾によると、0.5~1.0 m の波の出現率が約 45% と最も高く、2.0 m 以上の波の出現率は約 8% である。また、この間の最大有義波高は 7.0 m (平成 8 年 9 月 22 日)、最大波高は 10.7 m (平成 5 年 8 月 27 日) となっている。

また、全国港湾海洋波浪情報網(ナウファス)⁽⁵⁾による波浪観測結果が公開されている。この中に敷地の北に位置する常陸那珂港沖に観測結果があり、平成 13 年から平成 24 年の計測結果によると、最大有義波高は 7.6 m (平成 18 年 10 月 6 日)、最大波高は 11.6 m (平成 17 年 1 月 16 日) となっている。

原子炉施設は T.P. +35m~+40m の台地上に設置することから、波浪による被害を受けるおそれはない。

4.3 利水計画

4.3.1 原水所要量

原水の最大所要水量は、大洗研究所全体で約 17,000 m³/d である。

4.3.2 取水計画

大洗研究所で使用する原水は、那珂川から夏海湖に取水し、淡水供給設備に導水する。

4.3.3 水処理計画

淡水供給設備に導水された原水はろ過処理され、浄水とろ過水を各施設に供給する。

4.4 参考文献

- (1) 茨城県大洗港湾事務所、「大洗港波浪潮位データ整理解析報告書 第七報」、平成 12 年
- (2) 茨城県大洗港湾事務所、「平成 20 年度 大洗港 風・潮位データ解析調査報告書 第 12 報」、平成 21 年

5. 地震
(省略)

6. 社会環境
(省略)

6. II 社会環境 (主に平成 12 年までのデータ)

6.1 人口分布

平成 12 年 10 月現在の国勢調査報告による、大洗研究開発センター (南地区) 敷地内に設置されている気象観測塔を中心とする半径 100km 以内の人口分布を第 6.1.1 表及び第 6.1.1 図に、また、半径 30km 以内の方位別人口分布を第 6.1.2 表及び第 6.1.2 図に示す。⁽¹⁾

大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 30km 以内の人口は約 95 万 2 千人、10km 以内は約 8 万 7 千人、5km 以内は約 1 万 3 千人である。

大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 50km 以内にある市町村位置を第 6.1.3 図に、また、人口 1 万人以上の市町村名とその人口及び敷地からの距離を第 6.1.3 表 (1) 及び第 6.1.3 表 (2) に示す。⁽¹⁾

6.2 付近の集落及び公共施設

大洗研究開発センター (南地区) 敷地付近の主な集落としては、敷地から北北東方向約 4.4km に大貫町 (人口 3,882 人)、北北西方向約 3.5km に神山町 (人口 657 人)、北西方向約 1.3km に成田町 (人口 1,189 人) 及び南西方向約 5.0km に造谷 (人口 1,416 人) 等がある。大洗研究開発センター (南地区) から半径 10km 周辺 の主な集落位置を第 6.2.1 図に、また、半径 5km 以内の隣接市町村の主な集落の人口を第 6.2.1 表に示す。⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾

学校、病院等の公共施設としては、大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 10km 周辺に、小学校 21、中学校 7、高等学校 5、大学校 1、幼稚園 27 (保育園及び保育所を含む)、病院 35 (診療所、医院を含む) がある。⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

小中学校、高等学校、大学校、幼稚園及び病院の位置を各々第 6.2.2 図から第 6.2.5 図に示す。また、生徒、園児数を第 6.2.2 表から第 6.2.6 表に、病床数を第 6.2.7 表(1)及び第 6.2.7 表(2)に示す。

6.3 産業活動

平成 12 年 10 月の国勢調査の産業別就業状況によると、大洗町での産業就業者数は約 1 万 5 百人 で

- (3) 茨城県大洗港湾事務所、「大洗波浪解析調査報告書 第五報」、平成 5 年
- (4) 茨城県大洗港湾事務所、「大洗波浪解析調査報告書 第六報」、平成 8 年
- (5) 独立行政法人 港湾空港技術研究所 「港湾空港技術研究所資料 No.1282」2014 年 3 月

5. 地震
(省略)

(削除)

6. 社会環境 (主に平成 25 年までのデータ)

6.1 人口分布

平成 22 年 10 月現在の国勢調査報告による、大洗研究開発センター (南地区) 敷地内に設置されている気象観測塔を中心とする半径 100km 以内の人口分布を第 6.1.1 表及び第 6.1.1 図に、また、半径 30km 以内の方位別人口分布を第 6.1.2 表及び第 6.1.2 図に示す。⁽¹⁾ なお、気象観測塔は、大洗研究開発センター(北地区)と共用している。

大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 30km 以内の人口は約 95 万人、10km 以内は約 8 万 2 千人、5km 以内は約 1 万 2 千人である。

大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 50km 以内にある市町村位置を第 6.1.3 図に、また、市町村名とその人口及び敷地からの距離を第 6.1.3 表に示す。⁽¹⁾

6.2 付近の集落及び公共施設

大洗研究開発センター (南地区) 敷地付近の主な集落としては、敷地から北北東方向約 4.4km に大貫町 (人口 3,431 人)、北北西方向に約 3.5km に神山町 (人口 519 人)、北西方向約 1.3km に成田町 (人口 1,078 人) 及び南西方向約 5.0km に造谷 (人口 1,416 人) 等がある。大洗研究開発センター (南地区) から半径 10km 以内 の主な集落位置を第 6.2.1 図に、また、半径 5km 以内の隣接市町村の主な集落の人口を第 6.2.1 表 (1) 及び第 6.2.1 表 (2) に示す。⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾

学校、病院等の公共施設としては、大洗研究開発センター (南地区) 敷地から半径 10km 周辺に、小学校 20、中学校 7、高等学校 4、大学校 等 3、幼稚園 29 (保育園及び保育所を含む)、病院 39 (診療所、医院を含む) がある。⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽⁹⁾

小中学校、高等学校、大学校 等、幼稚園及び病院の位置を各々第 6.2.2 図から第 6.2.5 図に示す。また、生徒、園児数を第 6.2.2 表から第 6.2.6 表に、病床数を第 6.2.7 表(1)及び第 6.2.7 表(2)に示す。

6.3 産業活動

平成 22 年 10 月の国勢調査の産業別就業状況によると、大洗町での産業就業者数は約 9 千 4 百人 であり、産業分類別にみると、第 1 次産業に約 6%、第 2 次産業に約 27%、第 3 次産業に約 65% が従事

あり、産業分類別にみると、第1次産業に約7%、第2次産業に約31%、第3次産業に約62%が従事している。産業別割合の変化をみると、平成12年では平成7年に比べて第1次産業の割合が多少減少し、第3次産業が少し増加している。大洗町及び隣接する市町村の産業別就業者数等を第6.3.1表に示す。(1)(11)

農産物としては水稲、かんしょ、大根等の野菜が主要なものとなっている。(11)

家畜、家さんの飼育では豚がほとんどで鶏、乳用牛及び肉用牛は少ない。第6.3.1図に大洗研究開発センター（南地区）周辺の牧場又は畜産施設を示す。(11)

海産物としては、しらす、いかなご、かたくちいわし、はまぐり類等が主要なものである。(11)

主要農作物の作付面積及び収穫量を第6.3.2表(1)及び第6.3.2表(2)に、主要家畜種類別統計を第6.3.3表に、海産物の漁業地区別・魚種別漁獲量を第6.3.4表(1)及び第6.3.4表(2)に示す。さらに、大洗研究開発センター（南地区）周辺の土地利用状況を第6.3.2図(1)から第6.3.2図(7)に示す。(12)

また、大洗町の従業員50名以上の事業所数を第6.3.5表に示す。

6.4 交通運輸

大洗研究開発センター（南地区）周辺の鉄道路線としては、JR東日本旅客鉄道株式会社常磐線（日暮里駅－岩沼駅）があり、最寄駅は水戸駅である。上野駅から水戸駅までは約100km、特急で約1時間5分である。水戸駅から大洗研究開発センター（南地区）までは約12kmである。この他、鹿島臨海鉄道大洗鹿島線（水戸駅－鹿島神宮駅）がある。

主要道路としては、敷地に隣接して東側に1級国道51号線があり、水戸市から鹿嶋市、成田市、千葉市を経て首都圏に至る。また、北西約10kmには1級国道6号線が、同じく約20kmには常磐自動車道があり、それぞれ首都圏と結ばれている。

海上交通としては、敷地の北北東約5kmに大洗港があり、漁港区及び商港区よりなっている。漁港区は大洗町漁業の拠点として機能している。商港区については大洗から苫小牧港へ長距離フェリー（商船三井フェリー(株)と東日本フェリー(株)の共同運航）が就航し首都圏と北海道間の物資流通を行っている。

大洗研究開発センター（南地区）周辺の鉄道、主要道路及び海上交通路を第6.4.1図に示す。(12)

航空関係については、最も近い飛行場として南南西約15kmに航空自衛隊百里基地があるが、自衛隊航空機は原則として原子炉施設の上空を飛行することが制限されている。また、敷地上空に新東京国際空港に通じる航空路R211があり、その中心線は原子炉施設の東方向約1kmの上空を通過している。なお、自衛隊以外の航空機についても原則として原子炉施設の上空を飛行することが制限されている。大洗研究開発センター（南地区）周辺の航空路を第6.4.2図に示す。(13)

6.5 開発計画

「大洗町都市計画マスタープラン」(14)によると、大洗町の第4次総合計画の将来像である「輝く人・あふれるやさしさ・海の音響くまち大洗～個性が息づき、人が魅せられる潮風のまち～」を実現するため、「海との係わりを持った都市づくり」、「美しさ・独自性を持った都市づくり」、「暮らしやすく人にやさしい都市づくり」の3つの基本方針に基づき、大洗町の都市づくりが進められている。

大洗町の都市づくりにあたっては、まち全体を一日楽しめる首都圏近郊における観光都市として発展すること、誰もが安全で快適に生活できる居住環境の創出を図ること、さらに、子供から高齢者まで全ての町民が安心して暮らし、活動できる環境をつくることが求められている。

茨城県では、平成7年に策定した「茨城県長期総合計画」(15)を平成12年12月に改定しており、

している。産業別割合の変化をみると、平成22年では平成12年に比べて第1次、第2次産業の割合が少し減少し、第3次産業が少し増加している。大洗町及び隣接する市町村の産業別就業者数等を第6.3.1表に示す。(10)

農産物としては水稲、かんしょ、大根等の野菜が主要なものとなっている。(11)(12)(13)

家畜、家さんの飼育では豚及び鶏がほとんどで乳用牛及び肉用牛は少ない。第6.3.1図に大洗研究開発センター（南地区）周辺の牧場又は畜産施設を示す。(14)

海産物としては、いわし類、ひらめ・かれい類、ふぐ類、たい類、貝類等が主要なものである。(15)

主要農作物の作付面積及び収穫量を第6.3.2表(1)、第6.3.2表(2)及び第6.3.2表(3)に、主要家畜種類別統計を第6.3.3表に、海産物の魚種別漁獲量を第6.3.4表(1)及び第6.3.4表(2)に示す。更に、大洗研究開発センター（南地区）周辺の土地利用状況を第6.3.2図(1)から第6.3.2図(7)に示す。

また、大洗町の従業員50名以上の事業所数を第6.3.5表に示す。(16)

6.4 交通運輸

大洗研究開発センター（南地区）周辺の鉄道路線としては、JR東日本旅客鉄道株式会社常磐線（日暮里駅－岩沼駅）があり、最寄駅は水戸駅である。上野駅から水戸駅までは約100km、特急で約1時間5分である。水戸駅から大洗研究開発センター（南地区）までは約12kmである。この他、鹿島臨海鉄道大洗鹿島線（水戸駅－鹿島神宮駅）がある。

主要道路としては、敷地に隣接して東側に1級国道51号線があり、水戸市から鹿嶋市、成田市、千葉市を経て首都圏に至る。また、北北西約8kmには東水戸道路、北西約10kmには1級国道6号線、同じく約20kmには常磐自動車道があり、それぞれ首都圏と結ばれている。

海上交通としては、敷地の北北東約5kmに大洗港があり、漁港区及び商港区よりなっている。漁港区は大洗町漁業の拠点として機能している。商港区については大洗港から苫小牧港へ長距離フェリー（商船三井フェリー(株)）が就航し首都圏と北海道間の物資流通を行っている。

大洗研究開発センター（南地区）周辺の鉄道、主要道路及び海上交通路を第6.4.1図に示す。(17)

航空関係については、最も近い飛行場として南南西約15kmに航空自衛隊百里飛行場及び茨城空港があるが、自衛隊航空機は原則として原子炉施設の上空を飛行することが制限されている。また、敷地上空に新東京国際空港に通じる航空路R211があり、その中心線は原子炉施設の東方向約1kmの上空を通過している。なお、自衛隊以外の航空機についても原則として原子炉施設の上空を飛行することが制限されている。大洗研究開発センター（南地区）周辺の航空路を第6.4.2図に示す。(18)

6.5 開発計画

「大洗町都市計画マスタープラン」(19)によると、大洗町の第4次総合計画の将来像である「輝く人・あふれるやさしさ・海の音響くまち大洗～個性が息づき、人が魅せられる潮風のまち～」を実現するため、「海との係わりを持った都市づくり」、「美しさ・独自性を持った都市づくり」、「暮らしやすく・人にやさしい都市づくり」の3つの基本方針に基づき、大洗町の都市づくりが進められている。

大洗町の都市づくりにあたっては、まち全体を一日楽しめる首都圏近郊における観光都市として発展すること、誰もが安全で快適に生活できる居住環境の創出を図ること、更に、子供から高齢者まで全ての町民が安心して暮らし、活動できる環境をつくることが求められている。

茨城県では、平成24年3月に策定した『茨城県総合計画（改定）「いきいき いばらき 生活大県」

この計画は、基本構想編、基本計画編、地域計画編から構成され、新しいゆたかさ、かがやく未来、愛されるいばらきをめざして、活力あふれる県づくりを進めるための基本的な方向を示している。

6.6 参考文献

- (1) 平成 12 年国勢調査報告
総務省統計局、平成 12 年 10 月
- (2) 住民基本台帳人口町内別一覧表
大洗町役場、平成 16 年 9 月 1 日現在
- (3) 旭村の人口
旭村役場、平成 16 年 9 月 1 日現在
- (4) 行政区別人口統計
茨城町、平成 16 年 9 月末日現在
- (5) 茨城教育便覧（平成 16 年度）
茨城県教育委員会
- (6) 保健医療福祉施設等一覧
茨城県保健福祉部、平成 16 年 4 月 1 日現在
- (7) 病院一覧
水戸保健所、平成 16 年 4 月 1 日現在
- (8) 診療所一覧
水戸保健所、平成 16 年 4 月 1 日現在
- (9) 個別接種医療機関一覧
茨城県保健センター、平成 16 年度
- (10) 診療所一覧
銚田町保健所、平成 16 年 10 月現在
- (11) 茨城農林水産統計年報（平成 14～15 年）
関東農政局水戸統計・情報センター、平成 14～15 年
- (12) 数値地図 25000（空間データ基盤）
国土地理院、平成 14 年 12 月 1 日
- (13) ENROUTE CHART

ラン』⁽²⁰⁾があり、この計画は、「第 1 部 基本構想」、「第 2 部 基本計画」、「第 3 部 計画の推進のために」から構成される。「みんなで創る 人が輝く元気で住みよい いばらき」を基本理念に、「住みよいいばらきづくり」、「人が輝くいばらきづくり」、「活力あるいばらきづくり」の 3 つの目標を掲げている。

6.6 参考文献

- (1) 平成 22 年国勢調査 人口等基本集計
総務省統計局、平成 22 年 10 月
- (2) 大洗町 住民基本台帳 町別人口統計
大洗町、平成 26 年 6 月 30 日現在
- (3) 銚田市 住民基本台帳 地区別年齢別統計
銚田市、平成 26 年 3 月 31 日現在
- (4) 茨城町 住民基本台帳 平成 26 年度大字別人口
茨城町、平成 26 年 3 月 31 日現在
- (5) 水戸市 町丁別常住人口調べ
水戸市、平成 26 年 4 月 1 日現在
- (6) 教育委員会・学校データ
茨城県教育委員会、平成 25 年 5 月 1 日現在
- (7) 保健医療福祉施設等一覧
茨城県保健福祉部、平成 25 年 4 月 1 日現在
- (8) 茨城県病院一覧
茨城県保健福祉部厚生総務課、平成 26 年 3 月 1 日現在
- (9) 茨城県一般診療所一覧
茨城県保健福祉部厚生総務課、平成 26 年 4 月 1 日現在
- (10) 平成 22 年国勢調査産業等基本集計
総務省統計局
- (11) 平成 24 年産作物統計（普通作物・飼料作物・工芸農作物）
農林水産省
- (12) 平成 24 年産野菜生産出荷統計
農林水産省
- (13) 平成 24 年産果樹生産出荷統計
農林水産省
- (14) 2010 年世界農林業センサス結果の概要（確定値）
茨城県企画部統計課、平成 22 年 2 月 1 日現在
- (15) 海面漁業生産統計調査 平成 24 年漁業・養殖業生産統計
農林水産省
- (16) 平成 24 年経済センサス - 活動調査
総務省統計局
- (17) 数値地図 25000（空間データ基盤）
国土地理院、平成 14 年 12 月 1 日
- (18) ENROUTE CHART (JAPAN), 18 MAR 2004
国土交通省航空局

<p>国土交通省航空局、<u>平成 16 年 3 月</u></p> <p><u>(14)</u> 大洗町都市計画マスタープラン 大洗町、平成 15 年 8 月</p> <p><u>(15)</u> 茨城県長期総合計画（改定） <u>茨城県、平成 12 年 12 月</u></p> <p>第 6. 1. 1 表～第 6. 3. 5 表、第 6. 1. 1 図～第 6. 4. 2 図 （省略）</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p>	<p>(19) 大洗町都市計画マスタープラン 大洗町、平成 15 年 8 月</p> <p>(20) 茨城県総合計画（改定）<u>「いきいき いばらき 生活大県プラン」平成 23～27 年度</u> <u>茨城県、平成 24 年 3 月</u></p> <p>第 6. 1. 1 表～第 6. 3. 5 表、第 6. 1. 1 図～第 6. 4. 2 図 （省略）</p> <p>(追加) <u>7. 津波</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加) <u>8. 火山</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加) <u>9. 生物</u> <u>(省略)</u></p>
---	---

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類八（図表を除く）】

変更前	変更後
<p>1. 安全設計の考え方</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的方針</p> <p><u>本原子炉施設の安全設計上の基本的方針は次のとおりである。</u></p> <p>(1) <u>通常運転時、原子炉施設従業員及び周辺公衆に対し、法規に規定する許容値以上の放射線被ばくを与えない。</u></p> <p>(2) <u>原子炉施設は、設計、製作、試験、検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作、機器の誤動作等による異常状態に対しては、警報により運転員が措置しうるようにするとともに、もしこれらが不成功になった場合にも、原子炉の固有の安定性並びに安全保護系の動作により、重大な事故に発展しないように設計する。</u></p> <p>(3) <u>燃料及び原子炉冷却系から放出される放射性核分裂生成物が原子炉施設周辺に放散されるのを防ぐ防壁を何重にも設け、万一事故が起っても原子炉施設周辺公衆の安全を確保する。</u></p> <p>(4) <u>熔融燃料の再臨界という最悪な仮想事故を想定しても、格納容器内に耐衝撃構造を設けることにより、そのエネルギーを十分に格納容器内にとどめることができ、また格納容器は冷却材ナトリウムの最悪な火災に対しても十分に耐え、原子炉施設周辺公衆に災害を及ぼすことのないよう設計する。</u></p> <p>(5) <u>原子炉施設周辺公衆の安全を確保するため、各種関連法規の要求を満足するとともに、原子力委員会の「原子炉立地審査指針」に適合するよう安全施設を設計する。</u></p> <p><u>MK-III炉心への変更に係る原子炉施設については、以下の基本方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）等の関係法令の要求を満足することはもとより、原子力安全委員会の次の指針に適合する構造とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・「<u>原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて</u>」 ・「<u>プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について</u>」 <p>また、「<u>高速増殖炉の安全性の評価の考え方</u>」及びそれに示されている「<u>参考とすべき指針</u>」及び「<u>参考としうる指針</u>」並びに次の指針等についても参考とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「<u>水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針</u>」 ・「<u>水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針</u>」 ・「<u>発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針</u>」 ・「<u>発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針</u>」 ・「<u>被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について</u>」 ・「<u>「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」について（審査、設計及び運転管理に関する事項《基準関係の反映事項は除く》）</u>」 <p>(1) <u>通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び原子炉施設従事者に対し、「原子炉等規制法」に定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないようにする。</u></p> <p><u>さらに、国際放射線防護委員会の勧告の精神を尊重し、原子炉施設から放出される放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆に対する線量を、合理的に達成できる限り低くするとの考え方に基づき、設計を行う。</u></p>	<p>1. 安全設計の考え方</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的方針</p> <p><u>原子炉施設は、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</u></p> <p>(1) <u>安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。</u></p> <p>(2) <u>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されているものについて、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、材料の疲労や劣化等を考慮しても、十分な余裕をもって、その機能を発揮することができるように設計する。</u></p> <p>(3) <u>安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期的に試験又は検査ができるものとする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができるものとする。さらに、運転中における安全保護回路の機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。</u></p> <p>(4) <u>安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあつても、安全機能が損なわれないように配置する設計とする。また、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。</u></p> <p>(5) <u>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「<u>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</u>」⁽¹⁾を参考に、空気カーマで年間 50 μGy 以下となるように設計及び管理する。</u></p> <p>(6) <u>原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66 kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。また、原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計するものとし、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあつては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給する等、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。安全施設へ電力を供給するために使用する保安電源設備は、機器の損壊、故障その他の異常を検知</u></p>

変更前	変更後
<p><u>(2) 原子炉施設は、燃料から放出される放射性物質が原子炉施設周辺に放散されるのを防ぐための障壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも原子炉施設周辺の一般公衆の安全を確保する。</u></p> <p><u>(3) 原子炉施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常な状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もしこれらの修正動作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。</u></p> <p><u>(4) 原子炉施設は、原子炉施設敷地で予想される地震、台風、積雪等の自然現象によっても原子炉の安全性が損なわれない構造及び配置とする。また火災発生により、その安全性が損なわれないように設計する。</u></p> <p><u>(5) 原子炉の運転に際し、異常の発生を早期に検知し、その拡大を未然に防止するように設計する。</u></p> <p><u>(6) 原子炉の運転に際し、機器の故障、誤操作等が生じて、燃料の健全性、1次冷却系及び1次アルゴンガス系のバウンダリの健全性等が損なわれないように設計する。</u></p> <p><u>(7) 冷却材としてのナトリウムを包含している1次冷却系のバウンダリの健全性が損なわれて冷却材が漏えいするような事故、1次アルゴンガス系の健全性が損なわれてアルゴンガスが漏えいするような事故等の発生を想定しても、事故の拡大を防止し、放射性物質の放出を抑制できるように設計する。</u></p>	<p><u>するとともに、その拡大を防止できるものとする。</u></p> <p><u>外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p><u>(7) 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。</u></p> <p><u>(8) 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。</u></p> <p><u>(9) 原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機及び無停電電源装置により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。</u></p> <p><u>(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。</u></p>
<p><u>1.1.2 固有の安全性</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>1.1.4 プルトニウム及び核分裂生成物放散の防壁</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>1.1.5 ナトリウム化学反応の防止</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>

変更前	変更後
<p><u>1.1.6 工学的安全施設の条件</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>1.2 放射線遮へい設計の方針</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.2 炉心等の設計に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.5 原子炉制御室等の設計に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.6 放射線防護に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>1.2 安全機能の重要度分類</u> <u>(省略)</u></p>
<p>1.3 耐震設計の方針</p>	<p>1.3 耐震設計</p>
<p>1.3.1 耐震設計の原則</p> <p><u>本原子炉施設の耐震設計の原則は、地震時または地震後に公衆及び従業員を放射線障害から保護することを目的として、その施設の耐震性を高め、更に修理が困難な部分には十分な強度を与えることである。</u></p> <p><u>このため、本施設の耐震設計は次の基本方針に従って行われる。</u></p>	<p>1.3.1 耐震設計の基本方針</p> <p><u>原子炉施設は、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。</u></p> <p><u>(1) 原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、S</u></p>

変更前	変更後
<p>(1) <u>原子炉施設は、原則として、剛構造あるいは強靱な構造とする。</u></p> <p>(2) <u>原子炉建物のような重要な建物は剛強な基礎を設けて良質な地盤に支持させ、上部構造は一体化して剛性を高める。</u></p> <p>(3) <u>すべての施設は地震に対する安全性を考慮した重要度によって分類し、それぞれの重要度に応じた設計を行う。</u></p> <p>(4) <u>原子炉施設は、建築基準法に定めた標準設計震度に、当該施設の重要度に応じた安全係数を乗じたものによって設計することを原則とするが、重要度の高い施設に対しては、設計用最大地震による動的解析を行い、その結果を設計に反映させる。なお、MK-III炉心への変更に係る原子炉本体及び原子炉冷却系統施設並びに第二使用済燃料貯蔵施設及び廃棄物処理施設については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に定められている基本的考えを参考にして設計するものとする。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納施設及び原子炉停止系などのように、安全対策上特に緊要な施設に対しては、仮想的地震の際にも、その機能が損傷されず、安全に原子炉の停止ができるように設計を行う。</u></p> <p><u>1.3.2 設計用最大地震と震度</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12. 耐震設計</u></p> <p><u>12.1 設計の原則</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.2 重要度による分類</u></p> <p>原子炉施設は次の4クラスに分類する。</p> <p><u>A s クラス</u> : <u>格納施設、原子炉停止系のような安全対策上特に緊要な施設</u></p> <p><u>A クラス</u> : <u>その機能喪失が原子炉事故をひき起す可能性のある施設、周辺公衆の災害を防止するための緊要な施設</u></p>	<p><u>クラスの施設とする。</u></p> <p><u>Sクラス</u> <u>安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）</u></p> <p><u>Bクラス</u> <u>安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</u></p> <p><u>Cクラス</u> <u>Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</u></p> <p>(2) <u>原子炉施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</u></p> <p>(3) <u>Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</u></p> <p>(4) <u>Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</u></p> <p>(5) <u>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。</u></p> <p>(6) <u>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。</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>1.3.2 耐震重要度分類</u></p> <p><u>1.3.2.1 分類の方法に係る考え方</u></p> <p>原子炉施設における設備・機器等の耐震重要度分類は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」⁽³⁾及び同別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に基づき分類する。</p> <p><u>1.3.2.2 クラス別施設</u></p> <p>耐震重要度分類によるクラス別施設を以下に示す（第1.3.1表参照）。</p> <p><u>(1) Sクラスの施設</u></p> <p><u>(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系</u></p> <p><u>(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設</u></p>

変更前	変更後
<p>B クラス : <u>高放射性物質を含む上記A s、A以外の施設</u></p> <p>C クラス : <u>上記A s、A、Bクラス以外の施設</u> <u>上記に基づく重要度分類を第 12.2.1 表に示す。</u></p> <p><u>12.3 設計震度、地震力</u></p> <p><u>12.3.1 建物・構築物</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.3.2 機器、配管類</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.4 動的解析の内容</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.4.2 機器、配管類</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.5 荷重の組み合わせと地震時許容応力</u> <u>(省略)</u></p>	<p><u>(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設</u></p> <p><u>(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</u></p> <p><u>(v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設</u></p> <p><u>(vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設</u></p> <p><u>(vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設</u></p> <p><u>(viii) その他</u></p> <p><u>(2) Bクラスの施設</u></p> <p><u>(i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設</u></p> <p><u>(ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設</u></p> <p><u>(iii) 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系</u></p> <p><u>(iv) 放射性廃棄物を内蔵している施設(ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く。)</u></p> <p><u>(v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設</u></p> <p><u>(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設</u></p> <p><u>(vii) 使用済燃料を冷却するための施設</u></p> <p><u>(viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設</u></p> <p><u>(ix) その他</u></p> <p><u>(3) Cクラスの施設</u></p> <p><u>(i) Sクラス及びBクラス以外の施設</u></p> <p><u>1.3.3 地震力の算定法</u> <u>原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p>

変更前	変更後																								
<p><u>12.6 機能保持の検討</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.7 MK-III炉心への変更に係る原子炉本体及び原子炉冷却系統施設並びに第二使用済燃料貯蔵施設</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.7.1 重要度による分類</u> <u>(省略)</u></p> <p><u>12.7.2 地震力</u> <u>A (A s) クラスの建物及び機器は、以下の方法で算定される静的地震力と動的地震力のうち、いずれか大きい方の地震力を用いて設計する。</u> <u>Bクラス及びCクラスの建物・機器・配管類等については、当該重要度に応じた静的地震力を用いる。</u></p> <p><u>12.7.2.1 静的地震力</u></p> <p>(1) 建物</p> <p><u>(a) 水平地震力は、当該施設の重要度分類に応じて以下に述べる層せん断力係数に当該層以上の重量を乗じて算定する。</u> ここで、C_I は標準せん断力係数を 0.2 とし、建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値である。</p> <table border="0"> <tr> <td><u>A (A s) クラス</u></td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>3.0 C_I</u></td> </tr> <tr> <td>Bクラス</td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>1.5 C_I</u></td> </tr> <tr> <td>Cクラス</td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>1.0 C_I</u></td> </tr> </table> <p><u>(b) 鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とし、鉛直地震力と水平地震力は、同時に不利な組合せで作用するものとする。また、B及びCクラスについては、鉛直地震力の考慮はしないものとする。</u></p> <p>(2) 機器、配管類</p> <p><u>(a) 水平地震力は、当該重要度分類に応じた次の層せん断力係数を水平震度として算定する。</u></p> <table border="0"> <tr> <td><u>A (A s) クラス</u></td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>3.6 C_I</u></td> </tr> <tr> <td><u>Bクラス</u></td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>1.8 C_I</u></td> </tr> <tr> <td><u>Cクラス</u></td> <td><u>層せん断力係数</u></td> <td><u>1.2 C_I</u></td> </tr> </table> <p><u>(b) A s クラスの機器については、水平地震力の他、鉛直地震力も考慮する。鉛直地震力は、震度 0.36 を基準とし、建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。鉛直地震力と水平地震力は、同時に不利な組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</u></p> <p><u>12.7.2.2 動的地震力</u> 動的水平地震力は、基準地震動 S1 及び基準地震動 S2 を基に以下に示す動的解析により算定する。また、鉛直地震力は基準地震動の最大加速度振幅の 1/2 の値を鉛直震度として求める。</p>	<u>A (A s) クラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>3.0 C_I</u>	Bクラス	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.5 C_I</u>	Cクラス	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.0 C_I</u>	<u>A (A s) クラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>3.6 C_I</u>	<u>Bクラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.8 C_I</u>	<u>Cクラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.2 C_I</u>	<p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>1.3.3.1 静的地震力</u> <u>静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。</u></p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、<u>地震層せん断力係数 C_i に、以下に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。</u></p> <table border="0"> <tr> <td><u>Sクラス</u></td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>Bクラス</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>Cクラス</td> <td>1.0</td> </tr> </table> <p>ここで、<u>地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に用いる必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 とする。</u></p> <p><u>Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</u></p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p><u>静的地震力は、上記(1)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求める。なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</u></p> <p><u>1.3.3.2 動的地震力</u> 動的地震力は、<u>Sクラスの施設に適用し、「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について</u></p>	<u>Sクラス</u>	3.0	Bクラス	1.5	Cクラス	1.0
<u>A (A s) クラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>3.0 C_I</u>																							
Bクラス	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.5 C_I</u>																							
Cクラス	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.0 C_I</u>																							
<u>A (A s) クラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>3.6 C_I</u>																							
<u>Bクラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.8 C_I</u>																							
<u>Cクラス</u>	<u>層せん断力係数</u>	<u>1.2 C_I</u>																							
<u>Sクラス</u>	3.0																								
Bクラス	1.5																								
Cクラス	1.0																								

変更前	変更後
<p><u>ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</u></p> <p>(1) 入力地震動 <u>本施設設置位置の地盤調査結果により、TP約130 mの中新統上面を開放基盤表面とする。設計用入力地震動は、開放基盤表面で定義された基準地震動を用いて、<u>基盤上層の地盤特性を考慮した地震波伝播解析により作成する。</u></u></p> <p>(2) 動的解析法 <u>(a) 建物</u> 動的解析は、スペクトル・モーダル解析法<u>または</u>時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、<u>地盤-建物間</u>の動的相互作用を考慮すると<u>共に</u>、建物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。 動的解析は、<u>基準地震動S1及びS2とも基本的には弾性応答解析を行うものとするが、基準地震動S2に対しては、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験式等に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。なお、解析に用いる建物の減衰定数は5%とする。</u></p> <p><u>(b) 機器</u> 機器の形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析<u>または</u>時刻歴応答解析により応答を求める。 <u>なお、解析に用いる減衰定数は、溶接構造については1%、また、ボルト締構造については2%の値とする。</u></p>	<p><u>て適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に1/2を乗じた動的地震力を適用する。</u></p> <p><u>「添付書類6 5.地震」に示す基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</u></p> <p><u>弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として0.5を下回らないように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）」における基準地震動S₁を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数0.5を乗じて設定する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、10⁻³~10⁻⁴程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第1.3.1図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第1.3.2図に、弾性設計用地震動及び基準地震動S₁の応答スペクトルの比較を第1.3.3図に、弾性設計用地震動の応答スペクトルと敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを第1.3.4図に示す。</u></p> <p>(1) 入力地震動 <u>建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。</u></p> <p>(2) 動的解析法 <u>(i) 建物・構築物</u> 動的解析は、スペクトル・モーダル解析法<u>又は</u>時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、<u>建物・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定し、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した地震応答解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。</u> 動的解析は、<u>弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための基準地震動に対する動的解析においても、同様の応答解析を行う。</u></p> <p><u>(ii) 機器・配管系</u> 機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析<u>又は</u>時刻歴応答解析により応答を求める。<u>また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。</u> 動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、<u>安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>12.7.3</u> 荷重の組合せと許容限界</p> <p><u>12.7.3.1</u> 荷重の種類</p> <p>(1) 建 物</p> <p><u>(a) 常時荷重として、固定荷重、積載荷重、土圧及び水圧を考慮する。</u></p> <p><u>(b) 地震力として、静的地震力または動的地震力のいずれか大きい方の荷重の他、地震時土圧及びスロッシングによる荷重を考慮する。ただし、B及びCクラスについては、静的地震力による荷重を考慮する。</u></p> <p>(2) 機器、配管類</p> <p><u>(a) 常時荷重として、自重、内圧または水圧等の荷重を考慮する。</u></p> <p><u>(b) 地震力として、静的地震力または動的地震力を考慮する。ただし、B及びCクラスについては、静的地震力による荷重を考慮する。</u></p> <p><u>12.7.3.2</u> 荷重の組合せと許容限界</p>	<p><u>1.3.4</u> 荷重の組合せと許容限界</p> <p><u>1.3.4.1</u> 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 運転時の状態</p> <p><u>原子炉施設が通常運転時若しくは運転時の異常な過渡変化時にあり、通常自然条件下におかれている状態</u></p> <p>(ii) 設計基準事故時の状態</p> <p><u>原子炉施設が設計基準事故時にある状態</u></p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>(i) 通常運転時の状態</p> <p><u>原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</u></p> <p>(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p><u>原子炉施設の通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</u></p> <p>(iii) 設計基準事故時の状態</p> <p><u>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</u></p> <p><u>1.3.4.2</u> 荷重の種類</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) <u>原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常気象条件による荷重）</u></p> <p>(ii) <u>運転時の状態で作用する荷重</u></p> <p>(iii) <u>設計基準事故時の状態で作用する荷重</u></p> <p>(iv) <u>地震力、風荷重、積雪荷重</u></p> <p><u>なお、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。また、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</u></p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>(i) <u>通常運転時の状態で作用する荷重</u></p> <p>(ii) <u>運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重</u></p> <p>(iii) <u>設計基準事故時の状態で作用する荷重</u></p> <p>(iv) <u>地震力</u></p> <p><u>1.3.4.3</u> 荷重の組合せ</p>

変更前	変更後
<p>(1) 建 物</p> <p><u>(a) A (A s) クラスの建物については以下による。</u></p> <p><u>(i) 常時作用している荷重と、基準地震動 S1 による地震力または静的地震力とを組合せ、その結果発生する応力に対して、「建築基準法」に定められる短期許容応力度を許容限界とする。</u></p> <p><u>(ii) 常時作用している荷重と、基準地震動 S2 による地震力との組合せに対しては、建物が構造物全体として十分な変形能力(ねばり)の余裕を有し、建物の終局耐力に対し適切な安全余裕を有するものとする。</u></p> <p><u>(iii) 建物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して耐震の重要度に応じた適切な安全余裕を有するものとする。</u></p> <p><u>(b) Bクラスの建物については、常時作用している荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、「建築基準法」に定められる短期許容応力度を許容限界とする。</u></p> <p>(2) 機器、配管類</p> <p><u>(a) A (A s) クラスの機器については以下による。</u></p> <p><u>(i) 基準地震動 S1 等との組合せと許容限界</u> 常時作用している荷重と、基準地震動 S1 による地震力または静的地震力とを組合せ、その結果発生する応力に対して、降伏応力またはこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p><u>(ii) 基準地震動 S2 との組合せと許容限界</u> 常時作用している荷重と、基準地震動 S2 による地震力とを組合せ、その結果発生する応力に対して、構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、当該設備の機能に影響を及ぼさないこととする。</p> <p><u>(b) B及びCクラスの機器・配管類については、常時作用している荷重と静的地震力とを組合せ、その結果発生する応力に対して、降伏応力またはこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。</u></p> <p>(なし)</p>	<p><u>地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。</u></p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p><u>(i) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。</u></p> <p><u>(ii) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。</u></p> <p><u>(iii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものを適用する。</u></p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p><u>(i) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。</u></p> <p><u>(ii) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。</u></p> <p><u>(iii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と静的地震力又は動的地震力を組み合わせる。この動的地震力には、Bクラスのうち共振のおそれのある場合において、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものを適用する。</u></p> <p><u>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</u></p> <p><u>(i) 耐震設計では、水平2 方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。</u></p> <p><u>(ii) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。</u></p> <p><u>(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。</u></p> <p><u>(iv) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第1.3.1 表に示す。</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.3.4.4 許容限界</u></p>

変更前	変更後
<p>(なし)</p> <p><u>12.8 主要構造の概要</u></p> <p>(1) 原子炉建物</p> <p><u>この建物の平面は約 55 m× 50 mの矩形をなし、基礎底面からの高さ 45 m、全重量約 17 万 t の鉄筋コンクリート建物である。建物の基礎は、直接砂層に支持させてあり、その地盤反力は常時で平均約 60 t /㎡である。地震力に対しては炉容器等の主要機器類は格納容器内の内部建物の円筒状の剛な壁に支持されている。</u></p> <p><u>また、周囲の外部付属建物は耐震壁を釣合良く配置した極めて剛な構造体である。格納容器部、内部建物及び外部付属建物は目的、機能、構造、形態が異なるので基礎は一体としてあるが上部構造はおのおの独立している。建物の過半は地下に埋め込み、また重心の位置も低いので耐震的に非常に有利な構造となっている。なおこの原子炉建物に収納してある機器、配管類はできる限り剛強な壁、または床に直接支持させ、地震時の荷重を直接建物に伝えるようにしている。</u></p> <p><u>(2) 格納容器</u></p> <p><u>格納容器は半球形の頂部、円筒形の胴部（直径 28 m）及び楕円状の底部鏡板からなる。底部鏡板からの高さは約 54 m、全重量約 1,200 t の鋼製殻構造である。</u></p> <p><u>格納容器胴部内側には、炉容器を囲む厚さ約 1.0mのコンクリート生体遮へいをもつ内部建物があり、これは底部コンクリート構造と一体とし、きわめて剛な構造となっている。また、外側の遮へいコンクリートの厚さは胴部で約 1 mである。これも重心位置は低く基礎を地下に埋めこんでいるので耐震的に有利な構造となっている。</u></p> <p><u>(3) 原子炉容器</u></p> <p><u>炉容器は直径約 3.6m、胴部の長さ約 8 m、高さ約 10m、重量は炉心構造物、炉容器内 Na を含めて約 220 t である。炉容器の垂直方向荷重の支持は高温部での支持を避けて上端のフランジ部で行う。地震に対しては胴体下部に振れ止めを設けて炉容器の横振れを阻止している。この水平振動阻止構造体は、安全容器及び普通鋼板を通してコンクリート床に接合しているが、炉容器の熱膨張は自由に吸収し、地震による水平変位は拘束するような同心円筒振止め方式を採用し、炉容器の地震時の過大な振動、応力を防止している。</u></p> <p><u>(4) 炉心及び炉心構造物</u></p> <p><u>炉心及び炉心構造物の主要構成体は、炉心要素（燃料集合体、制御棒、反射体及び遮へい集合体）、中性子遮へい体、炉内燃料貯蔵ラック、バレル構造体、炉心支持構造物がある。</u></p> <p><u>炉心要素は高さ約 3 mの六角柱棒で六角の対辺長さは約 7.8 cmである。下端部は炉心支持構造物にはめこんであり、長さの中間部分にはスペーサーパッドを設けて運転時の熱膨張により各要素が接触するようにして、炉心要素群全体の剛性を高めている。バレル構造体は、最外周の炉心要素と接触支持できるようにした高さ約 2.4m、直径約 2.5mの鋼製円筒構造体で、その下端部を炉心支持構造物にボルト締めで固定し、地震時の炉心要素の変形を押える役目を果たす。</u></p> <p><u>炉心支持構造物は、支持板と支持構造体からなる剛構造体で、炉心要素、バレル構造体からの</u></p>	<p><u>(省略)</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.3.4.5 設計における留意事項</u></p> <p><u>(省略)</u></p> <p><u>1.3.5 主要施設の耐震構造</u></p> <p><u>(1) 原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物</u></p> <p><u>原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物は、約 55m×約 50mのほぼ正方形の平面形状を有する。格納容器は、半球形の頂部、円筒形の胴部（直径 28m）及び半楕円球形の底部鏡板から構成する全高約 54m・全重量約 1,200t の鋼製容器であり、その内部に円筒状等の剛の壁で構成する鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉附属建物は、格納容器の周囲に配置された鉄筋コンクリート造の建物であり、耐震壁を配置した剛な構造体とする。原子炉建物及び原子炉附属建物の全重量は約 170,000t であり、基礎底面からの高さは約 45m である。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は同一とし、上部構造については、使用目的、機能や構造に応じて、独立したものとする。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は、強固な地盤に直接支持される。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、原子炉建物及び原子炉附属建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。</u></p> <p><u>(2) 原子炉容器</u></p> <p><u>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る（胴内径：約 3.6m、全高：約10m）。原子炉容器の重量は、炉心構造物及び原子炉容器内の 1 次冷却材等を含めて約220t である。原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。</u></p> <p><u>(3) 炉心及び炉心構造物</u></p> <p><u>炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等（全長：約2,970mm、六角外対辺長さ：約78.5mm）を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物（全高：約3,680mm、外径：約2,520mm）は、炉心支持構造物と炉心バレル構造体から構成する。</u></p> <p><u>燃料集合体及び反射体等は、下端部（エントランスノズル）を炉心支持構造物の炉心支持板にはめこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサーパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造体は、燃料集合体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有す</u></p>

変更前	変更後
<p><u>一切の荷重に耐えられるように炉容器の炉心支持台とはボルト締固定にしてある。制御棒及び駆動機構は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき安全に炉の停止ができるようにする。</u></p>	<p><u>る構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台（コアサポート）にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるものとする。</u></p>
<p><u>(5) 1次冷却系</u></p> <p><u>冷却主配管は二重管であり、外管は内管の非常時の防護をはたすもので、運転時及び地震時にも特別の応力は作用しないような特殊な構造とする。本管系は運転時・停止時の温度変化が大きいので、その支持装置としては、熱変形は自由に許し、地震による変位を拘束するダンパーを適所に設け、熱応力をできるだけ低減し、且つ地震動による過大な振動応力が生じないようにする。</u></p> <p><u>中間熱交換器及び循環ポンプは炉容器と同様に吊下げ方式の構造とするが、これらは軽量である上、本体の剛性は極めて高いので、アンカー周辺を鋼構造化し、地震応力を低減するようにする。</u></p>	<p><u>(4) 1次主冷却系</u></p> <p><u>1次主冷却系の配管は、原子炉冷却材バウンダリに該当し、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止するため、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とする。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設計する。なお、原子炉運転時及び原子炉停止時の温度変化が大きいことを踏まえ、配管には、支持装置として、熱変形を許容し、地震による変位を拘束するダンパ等を設ける。これにより、熱応力を低減し、かつ、地震による過大な応力が生じないようにする。主中間熱交換器及び1次主循環ポンプは、本体の剛性を高いものとし、十分な強度を有する上部フランジで吊り下げる構造とすることで、地震応力を低減する。</u></p>
<p><u>(6) 第一使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>この建物は、平面約 16 m×約 32 mの矩形をなし、基礎底面からの高さは約 31m、全重量約 2.6 万 t の鉄筋コンクリート建物である。建物の基礎は、N値 50 以上の非常に緻密な砂層に支持させる。この層の地耐力は、長期 50 t/m²以上、短期 100 t/m²以上あり、建物を支持するのに十分な反力を有する。</u></p> <p><u>なお、本建物の耐震性については、重要度分類に応じて想定される地震力に対して十分な強度を有するように設計する。</u></p>	<p><u>(5) 主冷却機建物</u></p> <p><u>主冷却機建物は、約67m×約27m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。主冷却機建物の全重量は約50,000t であり、基礎底面からの高さは約32m である。主冷却機建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、主冷却機建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、主冷却機建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。</u></p>
<p><u>(7) 第二使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>この建物は、平面約 26 m×約 26 m、基礎底面からの高さは約 33 m、全重量約 2.8 万 t の鉄筋コンクリート建物である。建物の基礎は、N値 60 以上の非常に緻密な砂層に支持させる。この層の地耐力は、長期 60 t/m²以上、短期 120 t/m²以上あり、建物を支持するのに十分な反力を有する。</u></p> <p><u>なお、本建物の耐震性については、重要度分類に応じて想定される地震力に対し十分な強度を有するように設計する。</u></p>	<p><u>(6) 第一使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物は、約26m×約32m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第一使用済燃料貯蔵建物の全重量は約26,000t であり、基礎底面からの高さは約31m である。第一使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第一使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第一使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。</u></p>
<p><u>12.9 地震検出計</u></p> <p><u>大地震の際原子炉を安全に停止するため地震検出計を設け原子炉安全保護系が作動するようにする。地震検出計は水平全方向の加速度が検出できるものを2台以上設け、フェイルセーフな回路を構成する。</u></p> <p><u>また、加速度の設定は 100 ～ 500 G a l の範囲で任意に可能であり、較正もでき、常時検査</u></p>	<p><u>(7) 第二使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>第二使用済燃料貯蔵建物は、約 26m×約 26m のほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第二使用済燃料貯蔵建物の全重量は約 28,000t であり、基礎底面からの高さは約 33m である。第二使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第二使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第二使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。</u></p> <p><u>1.3.6 地震検出計</u></p> <p><u>原子炉保護系（スクラム）の作動項目である「地震」について、必要な信号を発するため、原子炉施設に地震検出計を設ける。作動設定値を水平150gal とし、作動設定値を超える信号を検出した場合に、原子炉を自動的に停止（スクラム）する。地震検出計は、水平全方向の加速度が検出できるものを3台設け、フェイルセーフな回路を構成する。また、地震検出計につい</u></p>

変更前	変更後
<p>可能な位置に設置してある。</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p> <p>(なし)</p>	<p><u>では、試験及び保守が可能な位置に設置するものとする。</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.4 耐津波設計</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.5 火災による損傷の防止に係る設計</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.6 溢水による損傷の防止に係る設計</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計</u> <u>(省略)</u></p> <p>(追加)</p> <p><u>1.8 「設置許可基準規則」への適合</u> <u>(省略)</u></p>
<p><u>12.10 参考文献</u></p> <p><u>(1) 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」昭和56年7月20日原子力安全委員会決定</u></p>	<p><u>1.9 参考文献</u></p> <p><u>(1) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日了承(平成13年3月29日一部改訂)</u></p> <p><u>(2) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」、平成3年7月18日決定(平成13年3月29日一部改訂)</u></p> <p><u>(3) 原子力規制委員会、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規研発第13112721号、平成25年11月27日制定(令和3年4月21日改正)</u></p> <p><u>(4) Specific Safety Requirements (No. SSR-3) “Safety of Research Reactors” (IAEA September 2016)</u></p> <p><u>(5) 広域的な火山防災対策に係る検討会(第3回)資料2 内閣府</u></p> <p><u>(6) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司, コンクリート工学, Vol.42, 2004</u></p> <p><u>(7) 「新編火山灰アトラス[日本列島とその周辺]第2刷」町田洋ほか, 東京大学出版会, 2011</u></p> <p><u>(8) 「理科年表(2017)」国立天文台編</u></p> <p><u>(9) 「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人, 末吉秀一他, 防食技術 Vol.39, 1990</u></p>
<p>2. プラント配置並びに建物・構築物の概要</p> <p>2.1 全体配置</p> <p><u>本原子炉施設の敷地は、第2.1.1図に示すとおり、独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター(北地区)の材料試験炉の東方約620mに位置する。本原子炉施設の全体配置図は、第2.1.2図に示すとおりである。</u></p> <p><u>原子炉建物は、ほぼ正方形の建物であり、そのほぼ中心に原子炉格納容器を設置する。原子炉建物の南側は主に補助冷却系設備、1次冷却系用アルゴンガス設備などを設置し、この南側に隣接して2次冷却系、アルゴン及び窒素ガス供給設備、非常用電源設備などのために主冷却機建物を配置する。</u></p>	<p>2. プラント配置並びに建物・構築物の概要</p> <p>2.1 全体配置</p> <p><u>大洗研究所(南地区)の敷地の面積は、約160万㎡であり、大洗研究所(北地区)と共用している。当該敷地の東西の幅は約1.2km、南北の幅は約1.9kmである。原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は東方向に約180mである。大洗研究所(南地区)敷地内には、原子炉の炉心の中心より南方向約640mの位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約620mの位置及び約640mの位置には、それぞれ大洗研究所(北地区)のJMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設がある。また、北方向約700mの位置に北門、南方向約900mの位置に南門がある。原子炉施設の位置を第2.1図に示</u></p>

変更前	変更後
<p><u>原子炉建物の北側は、中央制御室、放射線管理室、排風機室、トランスファロータを含む新燃料及び使用済燃料を取扱う燃料取扱設備操作室などが設けられている。</u></p> <p><u>この西北には、照射燃料集合体試験施設が隣接して設置されている。原子炉格納容器へは、その東側に設けられる所員用エアロックを介して出入できる。また、原子炉建物の東側に隣接して運転管理棟を置く。</u></p> <p><u>原子炉建物の北側に接して主排気筒を設け、その北側に隣接して廃棄物処理建物を置く。</u></p> <p><u>原子炉建物の西側に隣接して機器の汚染除去、補修解体等を行うメンテナンス建物を設ける。</u></p> <p><u>主冷却機建物の南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を設置する。</u></p> <p><u>本施設の周辺に道路を設け、これから各建物の出入口に道路が分岐される。給水処理系は主冷却機建物内、受電設備は主冷却機建物の南側に設置する。</u></p>	<p><u>す。</u></p> <p><u>原子炉施設の全体配置図を第2.2 図に示す。原子炉施設は、主要な建物として、原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。</u></p> <p><u>原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を有し、そのほぼ中心に格納容器が配置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接して、主排気筒を設ける。</u></p> <p><u>原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を配置する。さらに、主冷却機建物の南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を配置する。</u></p> <p><u>原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理建物及び廃棄物処理建物を配置する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料集合体試験施設が、北東方向には照射装置組立検査施設が位置する。</u></p> <p><u>原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建物を配置する。また、大洗研究所（南地区）南受電所から商用電源（外部電源）を受電する設備は、主冷却機建物の南東方向に設ける。</u></p> <p><u>原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等において分岐するものとする。なお、安全施設を含む区域は、原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。また、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるようにする。</u></p> <p><u>原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、安全避難通路等に設置した避難用の照明の一部については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、中央制御室にあっては常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとするとともに、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。</u></p>
<p>2.2 建物及び構築物</p> <p>2.2.1 概要</p> <p><u>各建物及び構築物は、地震、台風、冬期の季節風などを考慮して、これらによって被害を生じないように設計する。特にナトリウム機器を収納している建物はこれによる火災を考慮して設計を行う。</u></p> <p><u>原子炉格納容器、原子炉建物などの主要構造物の基礎は良質な地盤である硬質砂層に直接支持される。</u></p> <p>2.2.2 原子炉建物</p> <p><u>本建物は、地下2階、地上2階で基礎底面からの高さは中央の格納容器部で約60m、原子炉附属建物で約45mの鉄筋コンクリート造である。平面は約55m×約50mのほぼ正方形をなしており屋根は、周囲部は陸屋根で、中央部では鋼製格納容器のドーム状頭部が露出している。格納容器内の操作床面は、ほぼ敷地面と同一で、燃料交換機器を除き原子炉容器及び1次冷却系機器は床面より下に</u></p>	<p>2.2 主要な建物及び構築物</p> <p>2.2.1 原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物</p> <p><u>原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物は、約55m×約50mのほぼ正方形の平面形状を有する。格納容器は、半球形の頂部、円筒形の胴部（直径28m）及び半楕円球形の底部鏡板から構成する全高約54m・全重量約1,200tの鋼製容器であり、その内部に円筒状等の剛の壁で構成する鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉附属建物は、格納容器の周囲に配置され</u></p>

変更前	変更後
<p><u>設置される。</u></p> <p><u>格納容器内上部には、旋回クレーンが装備される。また、運転管理棟に通ずる所員用エアロック、メンテナンス建物に通ずる機器搬入用ハッチなどが設けられる。</u></p> <p><u>原子炉建物南側は、補助冷却系設備、1次冷却系用アルゴンガス設備及び格納容器内の空調換気系機器などを収納する。</u></p> <p><u>南側地上1階には、補助冷却系（2次側）機器室、1次冷却系現場制御室、地下1階及び地下中1階には、真中に配管路があり、主冷却機建物に接続している。この配管路の両側に、1次アルゴンガスバルブ操作室、圧縮空気供給系室、1次冷却系電気室などを設置する。地下2階には格納容器空調換気設備室、廃液タンク室などを設置する。</u></p> <p><u>原子炉附属建物北側地上1階、地下1階は新燃料の受入、検査貯蔵及び使用済燃料の貯蔵設備また格納容器との境界には、トランスファロータを置き、格納容器と本区域間の新、旧燃料の受け渡し、中継を行う機能をもたせる。このトランスファロータ・ケーシングは放射性物質の漏えいに備えてアンユラス部と接続されている。NE排風機室は、地下1階に設けられる。地下2階には廃ガス処理室、補機冷却系ポンプ室と原子炉附属建物空調換気設備室などを設ける。原子炉建物の床、壁などはそれぞれの室の遮へい設計基準に従って設計される。</u></p> <p><u>原子炉附属建物の地上2階には、中央制御室、ディーゼルパワーセンター室などが設けられる。主排気筒は下部鉄筋コンクリート造、上部鋼構造で原子炉附属建物の北側壁に接して設けられ、その地上高は約80mである。</u></p> <p><u>原子炉建物内配置図を第2.2.1図から第2.2.7図に示す。</u></p> <p>2.2.3 主冷却機建物</p> <p><u>主冷却機建物は、高さ約25m、平面約66m×約26mの長方形の鉄筋コンクリート造、陸屋根の建物である。</u></p> <p><u>本建物内には、2次冷却系機器、非常用電源設備、アルゴンガス供給系、窒素ガス供給系などの設備を設置する。</u></p> <p><u>建物のほぼ中央部の地下にピットを設け、2次冷却系ダンプタンクを設置する。</u></p> <p>2.2.6 第一使用済燃料貯蔵建物</p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物は、高さ約16m、平面約26m×約32m、地上2階、地下2階の鉄筋コンクリート造の建物である。</u></p> <p><u>本建物内には水冷却池室、新燃料貯蔵室、送風機室、排風機室、水浄化機器室、電源室などを設ける。</u></p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物内配置図を第2.2.8図、第2.2.9図に示す。</u></p> <p>2.2.7 第二使用済燃料貯蔵建物</p> <p><u>第二使用済燃料貯蔵建物は、高さ約17m、平面約26m×約26m、地上3階、地下2階の鉄筋コンクリート造の建物である。</u></p> <p><u>本建物内には水冷却池室、送風機室、排風機室、水冷却浄化機器室、電源室などを設ける。</u></p> <p><u>第二使用済燃料貯蔵建物内配置図を第2.2.10図及び第2.2.11図に示す。</u></p> <p>2.2.4 廃棄物処理建物</p>	<p><u>た鉄筋コンクリート造の建物である。屋根については、周囲部（原子炉附属建物）は陸屋根、中央部の格納容器については、半球形の頭部（ドーム部）が露出した構造を有する。原子炉建物及び原子炉附属建物断面図を第2.3図に示す。また、原子炉建物及び原子炉附属建物平面図を第2.4図～第2.9図に示す。</u></p> <p><u>原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。また、格納容器は、所員用及び非常用のエアロック並びに機器搬入口を設置するとともに、旋回式天井クレーン等を設ける。格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器（床下）と格納容器（床下）のバウンダリとし、格納容器（床下）を空気雰囲気、格納容器（床下）を窒素雰囲気とする（ただし、原子炉停止中において、機器保守等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にてできるものとする）。格納容器（床下）には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等を設置する。</u></p> <p><u>原子炉附属建物は、地上2階（1階及び2階）・地下2階（地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階）で構成する。中央制御室は、原子炉附属建物2階に配置する。また、原子炉附属建物には、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池や新燃料検査貯蔵設備、及び蓄電池等を設ける。また、原子炉附属建物は、地上1階で構成される放射線管理室を有する。放射線管理室は、原子炉建物及び原子炉附属建物の管理区域の出入口として用いられる建物であり、当該室には、放射線管理関係設備及び更衣室等を設ける。</u></p> <p>2.2.2 主冷却機建物</p> <p><u>主冷却機建物は、約67m×約27mの矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。主冷却機建物の全重量は約50,000tであり、基礎底面からの高さは約32mである。屋根については、陸屋根構造を有する。主冷却機建物の平面図及び断面図を第2.10図及び第2.11図に示す。主冷却機建物には、2次冷却材を保有する施設やディーゼル発電機等を設ける。</u></p> <p>2.2.3 第一使用済燃料貯蔵建物</p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物は、約26m×約32mの矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第一使用済燃料貯蔵建物の全重量は約26,000tであり、基礎底面からの高さは約31mである。屋根については、陸屋根構造を有する。第一使用済燃料貯蔵建物の平面図及び断面図を第2.12図及び第2.13図に示す。第一使用済燃料貯蔵建物には、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池や新燃料貯蔵設備等を設ける。</u></p> <p>2.2.4 第二使用済燃料貯蔵建物</p> <p><u>第二使用済燃料貯蔵建物は、約26m×約26mのほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第二使用済燃料貯蔵建物の全重量は約28,000tであり、基礎底面からの高さは約33mである。屋根については、陸屋根構造を有する。第二使用済燃料貯蔵建物の平面図及び断面図を第2.14図及び第2.15図に示す。第二使用済燃料貯蔵建物には、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池等を設ける。</u></p> <p>2.2.5 廃棄物処理建物</p>

変更前	変更後
<p>廃棄物処理建物は、<u>地下部約 15 m、地上部約 16 m、平面約 21 m×約 21 m、地上3階、地下2階の鉄筋コンクリート造の建物である。</u></p> <p><u>地下部には、廃液タンク、蒸発濃縮処理装置等が設置され、ローディングエリア、ランドリー室等は地上部に設置されている。固体廃棄物貯蔵庫は地下部に固体廃棄物A、固体廃棄物Bにそれぞれ分けて設ける。</u></p> <p>2.2.5 <u>メンテナンス建物</u></p> <p>メンテナンス建物は、<u>一部地下ピットを有する建物で、ここでは機器のナトリウム洗浄、分解、保修、一時貯蔵が行われる。</u>また、保修作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物のナトリウム洗浄、解体、貯蔵が行われる。</p> <p><u>原子炉建物から搬出された機器は必要に応じて、ここで洗浄されるが洗浄廃液のうちアルコールを含まない廃液は液体廃棄物処理設備に導かれ、アルコールを含む廃液は原子炉附属建物内のアルコール廃液処理装置で処理後、液体廃棄物処理設備に導かれる。</u></p> <p><u>地下ピットは洗浄、機器の一時貯蔵及び固体廃棄物の貯蔵に使用される。また、メンテナンス建物1階では、洗浄、機器の分解及び保修並びに固体廃棄物の解体が行われる。</u></p> <p>2.2.8 <u>運転管理棟</u></p> <p><u>運転管理棟は、3階建で平面約 16 m×約 48 mの鉄筋コンクリート造の建物である。建物内には、居室、測定室及び会議室を設ける。</u></p> <p>3. <u>原子炉及び炉心</u></p> <p>3.1 <u>概要</u></p> <p>原子炉及び炉心は、<u>第3.1.1図及び第3.1.2図に示すように、原子炉容器及びその内部に配置した燃料集合体、制御棒、反射体、遮へい集合体、炉心構造物、炉心上部機構並びに原子炉容器上部に配置した回転プラグ、制御棒駆動機構等より構成する。</u></p> <p>炉心は、<u>第3.1.3図に示すように配置した炉心燃料集合体、照射燃料集合体及びその周囲をとり囲む反射体、遮へい集合体等によって構成し、全体をほぼ円柱形とする。</u></p> <p><u>炉心燃料領域の周囲に配置する反射体及びその外側に配置する遮へい集合体は、炉心からの中性子漏えいを少なくするとともに、炉外部の機器への中性子照射量を軽減する。</u></p> <p>炉心燃料集合体は、<u>プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット、ステンレス鋼の上部・下部反</u></p>	<p>廃棄物処理建物は、約21m×約21m <u>のほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物であり、地上2階・地下3階で構成される（地上部の高さ：約16m・地下部の高さ：約15m）。</u>廃棄物処理建物には、<u>液体廃棄物処理設備、固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備等を設ける。</u></p> <p>2.2.6 <u>旧廃棄物処理建物</u></p> <p><u>旧廃棄物処理建物は、約 25m×約 22m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物であり、地上1階・地下2階で構成される（地上部の高さ：約 6m・地下部の高さ：約 5m）。</u>旧廃棄物処理建物廃棄物処理設備等は、<u>廃止することが計画されている。</u></p> <p>2.2.7 <u>メンテナンス建物</u></p> <p>メンテナンス建物は、<u>地上1階・地下2階で構成される。メンテナンス建物は、機器等のナトリウム洗浄（脱ナトリウム処理）、分解、保修及び一時貯蔵、また、保修作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物のナトリウム洗浄、解体、貯蔵を行うための建物である。メンテナンス建物には、固体廃棄物貯蔵設備等を設ける。</u></p> <p>3. <u>原子炉本体</u></p> <p>3.1 <u>概要</u></p> <p>原子炉本体は、燃料集合体、反射体、遮へい集合体、<u>制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。</u>原子炉容器の上部には<u>回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラフィット及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。</u>原子炉垂直断面図及び原子炉水平断面図を第 3.1.1 図及び第 3.1.2 図に示す。</p> <p>3.2 <u>炉心</u></p> <p><u>炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとしたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を100MW としたMK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 構造</u></p> <p>炉心は、<u>六角形の燃料集合体及び反射体等を、第3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。</u></p> <p>炉心燃料集合体は、<u>内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第0 列から炉心第2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第3 列</u></p>

変更前	変更後																								
<p>射体ペレット等を高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）で被覆した127本の燃料要素を組み合わせたもので、機械的強度、除熱特性、密封性、耐食性、核特性等について必要な性能を満足させる。</p> <p>炉心構造物は、支持構造物及びバレル構造物で構成し、燃料集合体、反射体等の炉心構成要素を下部及び側面より支持する。</p> <p>炉心内で発生した熱エネルギーは、炉心内を上昇する1次冷却材に伝達され、主中間熱交換器を経て2次冷却材に伝達され、さらに空冷式主冷却器より大気中に放散される。1次冷却材は、原子炉容器下部に設けた冷却材入口ノズルから原子炉容器底部の下部プレナムに入り、炉心支持板高圧プレナムを経て炉心燃料集合体に流入する。炉心支持板高圧プレナムに流入した1次冷却材の一部は炉心支持板低圧プレナムに流出し、制御棒、反射体及び遮へい集合体に流入する。</p> <p>燃料集合体に流入した1次冷却材は、燃料要素の周囲を上昇しながら燃料要素が発生させる熱エネルギーを吸収して高温となり、原子炉容器上部の上部プレナムで反射体等を通過してきた1次冷却材と混合したのち、原子炉容器胴上部に設けた冷却材出口ノズルを経て1次冷却系の高温側配管へ送られる。</p> <p>炉心上部機構には、燃料集合体出口部の1次冷却材温度を測定する検出器を配置する。</p> <p>炉心の反応度は、電動機で駆動する制御棒によって制御する。1次冷却材に直接接触する部品は、耐食性材料とする。原子炉容器は、1次冷却材の漏えいを検出するため及び予熱用ガスを流すために、ステンレス鋼製のジャケットで囲んだ二重容器とする。原子炉容器は、外側を遮へい用グラフィイトで覆い、これらを鋼製の安全容器に納める。安全容器は、原子炉容器または安全容器内の配管破損事故時に、1次冷却材液面を燃料集合体頂部より高い位置に維持するように漏えいナトリウムを収納保持する。安全容器は、外側を鋼板及びコンクリート遮へい体で覆い、鋼板とコンクリート遮へい体との間に冷却用窒素ガスを通してコンクリート遮へい体の温度を許容温度以下に保つ。なお、このコンクリート遮へい体冷却系は、仮想の炉心熔融再臨界事故時にほかのすべての冷却設備が機能を失った場合でも、炉心の崩壊熱を除去するために作動できるようにする。</p> <p>原子炉容器には、主冷却系が機能を失った場合でも、補助冷却系によって炉心の崩壊熱が除去できるように補助冷却系ノズルを設ける。</p> <p>燃料取替操作は原子炉を停止し、1次冷却材温度を一定温度に下げで行う。炉心と炉内貯蔵ラックとの間の燃料集合体の移動は、燃料交換機によって1次冷却材液面下で行い、炉内貯蔵ラックと炉外部との間の燃料集合体の出し入れは、燃料出入機で行う。</p> <p>原子炉及び炉心の主要仕様は、下記のとおりである。</p>	<p>から炉心第5列に装荷される外側燃料集合体から構成する。また、内側燃料領域及び外側燃料領域の上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を配置する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。</p> <p>また、炉心第3列には、制御棒4本が、炉心第5列には後備炉停止制御棒2本が配置される。制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第3.2.1図に示す。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。</p> <p>半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周3層及び最外周2層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。</p> <p>反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第5列から炉心第6列に装荷される内側反射体、炉心第6列から炉心第8列に装荷される外側反射体（A）、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。</p> <p>遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第9列から炉心第10列に装荷される。</p> <p>炉心第7列には、中性子源1体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。</p> <p>また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。</p> <p>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。</p>																								
<table border="0"> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>140 MW</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材全流量</td> <td>約 2,700 t/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉入口1次冷却材温度</td> <td>約 350 °C</td> </tr> <tr> <td>原子炉出口1次冷却材温度</td> <td>約 500 °C</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系のループ数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td colspan="2">炉 心</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料領域高さ</td> <td>約 50 cm</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料領域等価直径（最大）</td> <td>約 80 cm</td> </tr> <tr> <td>軸方向反射体領域等価厚さ 上部</td> <td>約 30 cm</td> </tr> </table>	原子炉熱出力	140 MW	1次冷却材全流量	約 2,700 t/h	原子炉入口1次冷却材温度	約 350 °C	原子炉出口1次冷却材温度	約 500 °C	1次冷却系のループ数	2	炉 心		炉心燃料領域高さ	約 50 cm	炉心燃料領域等価直径（最大）	約 80 cm	軸方向反射体領域等価厚さ 上部	約 30 cm	<table border="0"> <tr> <td>炉心燃料領域高さ</td> <td>約50cm</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料領域等価直径（最大）</td> <td>約78cm</td> </tr> <tr> <td>軸方向反射体領域等価厚さ 上部</td> <td>約30cm</td> </tr> </table>	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
原子炉熱出力	140 MW																								
1次冷却材全流量	約 2,700 t/h																								
原子炉入口1次冷却材温度	約 350 °C																								
原子炉出口1次冷却材温度	約 500 °C																								
1次冷却系のループ数	2																								
炉 心																									
炉心燃料領域高さ	約 50 cm																								
炉心燃料領域等価直径（最大）	約 80 cm																								
軸方向反射体領域等価厚さ 上部	約 30 cm																								
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																								

変更前	変更後
<p>下部 約 38 cm</p> <p>半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 <u>23</u> cm</p> <p>半径方向遮へい集合体領域厚さ 約 13 cm</p> <p>炉心構成要素ピッチ 約 81.5 mm</p>	<p>下部 約38cm</p> <p>半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約<u>24</u>cm</p> <p>半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約13cm</p> <p>炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm</p>
<p>燃料集合体の装荷最大個数 <u>85</u> 体</p> <p><u>ただし、移行炉心における燃料集合体の最大個数は、炉心燃料領域核分裂性物質質量がMK-III炉心のそれを超えない範囲とする。</u></p> <p><u>また、照射燃料集合体は、内側燃料領域、外側燃料領域に装荷される。</u></p> <p><u>燃料集合体の種類毎の最大個数を第3.1.1表に示す。</u></p>	<p><u>(2) 燃料集合体の最大挿入量</u></p> <p><u>燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大) 及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大) を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。</u></p> <p><u>燃料集合体の種類毎の最大個数を第3.2.1表に示す。</u></p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>炉心燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>照射燃料集合体の最大個数 4 体</p>
<p><u>核分裂性物質の全挿入量</u></p> <p><u>炉心燃料領域核分裂性プルトニウム量 ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) (最大)</u> 約 <u>160</u> kg</p> <p><u>炉心燃料領域核分裂性ウラン量 (^{235}U) (最大)</u> 約 <u>110</u> kg</p> <p><u>熱遮へいペレット領域劣化ウラン及び天然ウラン量</u></p> <p>劣化ウラン (最大) 約 50 kg</p> <p>天然ウラン (最大) 約 1 kg</p>	<p><u>炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)</u></p> <p>$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約<u>150</u>kg</p> <p>^{235}U 約<u>100</u>kg</p> <p><u>熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大)</u></p> <p>天然ウラン 約1kg</p> <p>劣化ウラン 約50kg</p>
<p>照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。<u>ただし、FFDL試験用要素を装填したB型照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質質量は、I型、II型、III型またはIV型特殊燃料要素を装填したB型照射燃料集合体のその最大の10%を超えないものとする。</u></p> <p>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、核分裂性物質質量の全挿入量を超えないものとする。</p>	<p>照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合には、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p><u>また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料 (ステンレス鋼又は制御棒用材料等) の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大1体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。</u></p> <p><u>なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大1体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置 (本体設備) は、炉心の6方向の各領域で最大1体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置 (本体設備) の周囲に設置する照射用実験装置 (スペクトル調整設備) は最大6体とする。</u></p> <p><u>なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御</u></p>

変更前	変更後
<p>11. <u>核熱設計及び動特性</u></p> <p><u>MK-III炉心の核熱設計及び動特性は、以下に示すとおりである。</u></p> <p><u>なお、移行炉心の核熱設計は、追補4の「I. MK-II炉心からMK-III炉心へ至る間の移行炉心の炉心特性」に示したように、MK-III炉心及びMK-II炉心とほぼ同様である。</u></p> <p>11.1 <u>概 要</u></p> <p><u>炉心設計は、種々の照射試料の装荷に対して十分な安全性が確保できるように配慮して行う。</u></p> <p><u>炉心は、六角形の炉心燃料集合体、照射燃料集合体、制御棒、反射体、遮へい集合体等を蜂の巣状に配列した構造で、炉心燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域からなる。炉心燃料領域には内側燃料領域と外側燃料領域の2領域があり、その上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を配置し、また、その外周に半径方向反射体領域及び遮へい集合体領域を配置する。</u></p> <p><u>炉心燃料集合体は、ステンレス鋼の被覆管に燃料ペレットを挿入した燃料要素からなり、プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体及び外側燃料集合体の2種類をそれぞれ内側燃料領域及び外側燃料領域に配置する。内側燃料集合体の燃料材は核分裂性プルトニウム富化度が約16wt%、ウラン濃縮度が約18wt%とし、外側燃料集合体の燃料材は核分裂性プルトニウム富化度が約21wt%、ウラン濃縮度が約18wt%とする。炉心燃料集合体は、炉心燃料部の燃焼度の軸方向平均の最高（以下「燃料集合体最高燃焼度」という。）を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとする。炉心燃料集合体の個数は、燃料の燃焼及び種々の照射試験に対して必要な反応度を維持するように調整する。</u></p> <p><u>制御棒は、炭化ほう素ペレットを中性子吸収材とし、制御棒6本のうち4本を炉心第3列に、他の2本を炉心第5列に配置する。制御棒は、すべて同一の材料、構造及び機能とする。</u></p> <p><u>反射体は、炉心燃料集合体と同一の外形を有するステンレス鋼製とし、反射体要素の構造が異なる内側反射体と外側反射体の2種類とする。反射体は、燃料集合体装荷位置の外周3層に配置する。</u></p> <p><u>材料照射用反射体は、反射体と類似の外形とし、炉心材料を照射するものにあつては燃料集合体装荷位置に、構造材料等を照射するものにあつては反射体装荷位置または遮へい集合体装荷位置に装荷する。</u></p> <p><u>遮へい集合体は、ステンレス鋼製の被覆管に中性子遮へい材として炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素を組み合わせたもので、炉心の最外周2層に配置する。</u></p> <p><u>照射用実験装置は、ラッパ管を有する他の炉心構成要素と同じ外形とし、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置または遮へい集合体装荷位置に装荷する。</u></p> <p><u>燃料交換方式は、可変バッチ方式とする。</u></p> <p><u>原子炉熱出力（140MW）は、炉心燃料集合体、照射燃料集合体等の発熱による炉心出力並びに1次冷却系の入熱及び放熱を考慮したヒートバランスより算出する。炉心の除熱は、1次冷却系全流量約2,700t/h一定及び原子炉入口温度約350℃一定の冷却材条件におけるものとする。</u></p> <p>11.2 <u>炉 心 構 成</u></p> <p><u>炉心は、燃料交換による反応度の変化及び取出し燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した平衡炉</u></p>	<p><u>棒の隣接位置に装荷しないものとする</u></p> <p><u>照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第3.2.2図に示す。</u></p> <p><u>反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第3.2.3図に示す。</u></p> <p>3.3 <u>炉心構成</u></p> <p><u>「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心</u></p>

変更前	変更後
<p>心であり、<u>炉心燃料集合体</u>（内側燃料集合体及び外側燃料集合体）、<u>照射燃料集合体</u>、反射体、遮へい集合体等により構成される。</p> <p>炉心設計に当たっては、<u>上記の各種炉心構成要素の装荷パターンによる核熱特性の変化を勘案して標準炉心を設定し、核熱計算を行う。</u>標準炉心は、第 11.2.1 図に示すように、<u>C型照射燃料集合体3体を炉心第1列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第0列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第3列に装荷したもので、標準平衡炉心という。</u>また、炉心は、<u>内側燃料集合体が装荷される炉心第0列から炉心第3列までの内側燃料領域と、外側燃料集合体が装荷される炉心第3列から炉心第5列までの外側燃料領域の2領域に分けられる。</u></p> <p>制御棒は、<u>6本の制御棒のうち4本を炉心第3列に、2本を炉心第5列に配置し、通常運転時にはほぼ等しい軸方向位置にあるように操作する。</u></p> <p>標準平衡炉心の構成要素の内訳は、<u>第 11.2.1 表に示すとおりである。</u></p> <p><u>照射燃料集合体、材料照射用反射体、照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定するとともに、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように炉心燃料集合体の装荷個数を調整する。</u></p> <p><u>なお、標準炉心は、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンがMK-III炉心での運転期間を代表するものであり、装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表している。</u></p>	<p><u>燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。</u></p> <p><u>炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1 図参照）。</u></p> <p><u>標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。</u>標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1 表に示す。</p> <p><u>炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月/サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000Mwd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000Mwd/tとし、平均で約60,000Mwd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。</u></p> <p><u>実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。</u></p> <p><u>設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>過剰反応度</u> ・ <u>反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）</u> ・ <u>最大反応度添加率（主炉停止系）</u> ・ <u>反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）</u> ・ <u>反応度係数（ドプラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）</u> <p><u>これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合にあつても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。</u></p> <p><u>照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷</u></p>

変更前	変更後
<p>11.3 核設計</p> <p>11.3.1 核設計の方針</p> <p>核設計は、<u>下記の方針に基づいて行う。</u></p> <p>イ. 核設計基準を<u>満たすこと。</u></p> <p>ロ. 設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ<u>α</u>の信頼度を高める<u>こと。</u></p> <p>ハ. 照射用炉心としての<u>機能が十分に</u>発揮できること。</p> <p>11.3.2 核設計基準</p> <p>イ. 制御棒は、<u>100℃の体系において、最大の反応度値を有するもの</u>1本が全引抜き位置に<u>固着して挿入できないとしたとき</u>（以下「ワンロッドスタック時」という。）に、<u>炉心を臨界未満にできる反応度値をもつ</u>こと。</p> <p>ロ. 炉心は、<u>すべての運転範囲において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に適切な負の反応度フィードバック特性をもつ</u>こと。</p> <p>11.3.3 核設計の計算方法</p> <p>核設計計算は、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論により行う。<u>各種の計算コードを使用する設計計算手法及び炉定数は、種々の核的モックアップ実験及びMK-II炉心の性能試験の解析により、その妥当性を確認する。</u></p> <p>(1) 設計計算手法</p> <p><u>核設計計算における炉心寸法及び組成は定格出力時を基準とし、目的に応じて1次元モデルまた</u></p>	<p><u>位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。</u></p> <p><u>当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。</u></p> <p><u>運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。なお、核的制限値は、燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力及び反応度添加率に対する制限値である。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</u></p> <p><u>運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。</u></p> <p>3.4 核設計</p> <p>3.4.1 設計方針（核設計基準）</p> <p>核設計基準を以下に示す。<u>炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。</u></p> <p>(1) 制御棒は、<u>反応度値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合</u>（以下「ワンロッドスタック時」という。）に<u>あっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100℃の体系において、未臨界を維持</u>できること。</p> <p>(2) 後備炉停止制御棒は、<u>原子炉を未臨界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持</u>できること。</p> <p>(3) 炉心は、<u>予想される全ての運転範囲において、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが負である</u>こと。</p> <p>3.4.2 計算方法</p> <p>核設計計算には、<u>多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用</u>する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。</p> <p><u>3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZ</u></p>

変更前	変更後
<p>は2次元モデルを使用する。1次元モデルは、径方向モデル及び軸方向モデルの2種類とし、断面積の少数群への縮約、各種補正計算等に使用する。2次元モデルは、RZモデル及びXYモデルの2種類とし、主要な核特性計算に使用する。XYモデルにおける軸方向バックリングは、エネルギー群依存及び領域依存のものとする。</p> <p>RZモデルを第11.3.1図に示す。</p> <p>核設計計算で使用する主な計算コードを第11.3.1表に示す。</p> <p>(2) 炉定数</p> <p>基本的な炉定数は、JFS-3-J2セット^{(4),(6)}を使用する。<u>JFS-3-J2セットの妥当性は、種々のモックアップ実験の解析^{(6),(7)}において確認している。</u></p> <p>エネルギー群数は70群を基本とするが、必要に応じ7群縮約定数を使用し、その縮約の影響を別途評価する。</p> <p>なお、MK-II炉心の性能試験の解析及びMK-III炉心の設計値に対する各種補正値の算出には、JFS-V-II炉定数セット⁽⁸⁾を併用する。</p> <p>(3) 性能試験の解析等による検証</p> <p>上述の計算方法及び炉定数について、MK-II炉心の性能試験の解析等による検証を行った。</p> <p>実効増倍率については、<u>MK-II炉心の性能試験での実験解析を行った結果、実験値が1.0314、計算値が1.0154</u>となった。</p> <p>出力分布については、<u>MK-II炉心の性能試験における核種ごとの核分裂率分布解析を行った結果、計算値は炉心最外部で実験値に対して約2%過小評価となった以外は、炉心の大部分で実験誤差内で一致した。</u></p> <p>制御棒反応度値については、<u>MK-II炉心の性能試験での実験解析を行った結果、実験値の計算値に対する比は0.97</u>となった。</p> <p>ドップラ係数については、<u>米国の実験炉SEFORでの実験解析を行った結果、実験値の計算値に対する比は1.064</u>となった。</p> <p><u>このように実験値と計算値とは良く一致し、核設計で用いる計算方法及び炉定数の信頼性を確認している。</u></p> <p>核設計において用いる各種の核的特性値については、<u>上述の検証結果より求められた実験値と計算値との比及び実験値の測定誤差、実験体系から実機への外挿に伴う誤差、制御棒配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して最大値及び最小値を設定し、それらのうち安全側の評価となる方の値を用いる。</u></p> <p>11.3.4 反応度バランス及び停止余裕</p> <p>(1) 炉心の過剰反応度</p> <p><u>本原子炉の定格出力時における最大の過剰反応度は約0.028 Δk/kであり、燃焼補償用及び運転余裕用を含む。温度補償用及び出力補償用の過剰反応度は、100℃の体系から定格出力の体系まで、計算上の余裕を含めて最大約0.017 Δk/kである。100℃の体系における最大過剰反応度は、0.045 Δk/k以下である。</u></p> <p>標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第11.3.2表に示す。</p>	<p>モデルは、<u>制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第3.4.1表に示す。</u></p> <p>炉定数は、JFS-3-J3.2Rセット⁽⁹⁾を使用する。<u>エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値計算では、7群縮約定数を使用する。なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。</u></p> <p>核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す^{(10),(11),(12)}。</p> <ul style="list-style-type: none"> 実効増倍率については、<u>MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276</u>となった。<u>過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。</u> 制御棒反応度値については、<u>MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04</u>となった。<u>制御棒反応度値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。</u> 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、<u>MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04</u>となった。<u>反応度係数の不確かさの設定において、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。</u> 出力分布については、<u>MK-II炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。</u> <p>なお、各種の核的特性値については、<u>実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。</u></p> <p>3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕</p> <p>(1) 最大過剰反応度</p> <p><u>最大過剰反応度は、サイクル運転（60日）末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。</u></p> <p><u>定格出力時における最大過剰反応度は0.020 Δk/kとなる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。</u></p>

変更前	変更後
<p>(2) <u>制御棒反応度値</u></p> <p>制御棒は、<u>最大過剰反応度を適切に制御できるよう設計する。この場合において、制御棒の反応度停止余裕は、100℃の体系におけるワンロードスタック時にも、炉心を臨界未満にでき、かつ、十分な反応度停止余裕を有するものとする。</u>なお、反応度停止余裕は、制御棒の反応度値の設計計算の不確かさ、制御棒のほう素-10の燃焼、炉心体系の変動等を考慮するものとする。</p> <p><u>これに基づく、制御棒6本挿入時の反応度値は0.076Δk/k以上であり、反応度停止余裕は0.011Δk/k以上（ワンロードスタック時）である。</u></p> <p>(3) <u>制御棒ストローク曲線</u></p> <p>制御棒ストローク曲線を第11.3.2図に示す。</p> <p>制御棒のストローク曲線は炉心体系の変動、炉心の燃焼などに対してほとんど変わらず、制御棒による最大反応度付加率は約0.00019Δk/k/sである。</p> <p>11.3.5 反応度係数</p> <p>(1) <u>ドップラ係数</u></p> <p>原子炉の通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第11.3.3表に示す。<u>なお、ドップラ係数は、炉心の燃焼、制御棒の挿入及び引抜き、1次冷却材の有無等の中性子スペクトルの変動により変化する。</u></p> <p>(2) <u>ナトリウムボイド反応度</u></p> <p>本原子炉においては、通常運転時にナトリウムが沸騰することはないが、何らかの原因によってナトリウムが沸騰した場合でも、<u>ナトリウムボイド反応度は炉内のすべての場所で負であるので、正の反応度が加わることはない。</u></p> <p>標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は-0.019Δk/kである。</p> <p>(3) <u>温度係数（ドップラ効果を除く。）</u></p>	<p><u>また、100℃の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大0.015Δk/kとなる。</u></p> <p><u>上記より、100℃の体系における最大過剰反応度は、0.035Δk/k以下となる。</u>標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。</p> <p>(2) <u>反応度停止余裕</u></p> <p>制御棒は、ワンロードスタック時にあっても、<u>原子炉を未臨界に移行することができ、100℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。</u>後備炉停止制御棒は、<u>原子炉を未臨界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。</u>なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、<u>保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。</u></p> <p><u>上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値は0.070Δk/k以上となる。また、反応度停止余裕は0.015Δk/k以上（ワンロードスタック時）となる。また、後備炉停止制御棒2本挿入時の反応度値は0.014Δk/k以上となり、350℃の体系における反応度停止余裕は0.008Δk/k以上となる。</u></p> <p>(3) <u>制御棒ストローク曲線</u></p> <p>制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、<u>制御棒による最大反応度添加率は約0.00016Δk/k/sである。</u></p> <p><u>なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反応度添加率は、未燃焼時に最大となる。</u></p> <p>3.4.4 反応度係数</p> <p><u>反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数については±20%、それ以外については±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>ドップラ係数</u></p> <p>通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に示す。<u>第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。</u></p> <p>(2) <u>温度係数（ドップラ係数を除く。）</u></p> <p><u>温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材（被覆管を含む）、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。</u></p> <p>(3) <u>ナトリウムボイド反応度</u></p> <p>ナトリウムボイド反応度は、<u>原子炉容器内の全ての場所において負である。</u>標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は-0.019Δk/kとなる。<u>運転上</u></p>

変更前	変更後
<p><u>本原子炉の温度係数は燃料ペレット、構造材（被覆管を含む。）、冷却材及び炉心支持板の膨脹によるもので、これらの値はすべて負である。</u> <u>標準平衡炉心の温度係数を第 11.3.4 表に示す。</u></p> <p><u>11.3.6 炉心燃料集合体の交換計画</u> <u>変動の小さい出力分布及び一様かつ高い燃焼度が得られるように、炉心燃料集合体の交換計画を策定する。</u> <u>炉心燃料集合体の交換は、炉心内の出力分布に応じて5～8バッチの分散方式とする。</u> 原子炉運転の1サイクルは、約 60 日間の定常運転期間及び約 19 日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）の合計約 2.5 ヶ月を標準とする。 サイクルごとに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約 12 体、最大 27 体とする。 <u>サイクルごとに取り出す炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を 80,000Mwd/t、燃料要素最高燃焼度を 90,000 Mwd/t とし、取り出す炉心燃料集合体の燃焼度の平均を約 70,000 Mwd/t とする。</u></p> <p><u>11.3.7 出力分布及び炉内最大中性子束</u> <u>運転時における炉心の出力分布は、制御棒の挿入位置、炉心の燃焼及び燃料集合体の交換により変化する。</u> <u>制御棒の挿入位置が炉心の出力分布に及ぼす影響については、制御棒が運転時において制御棒ストロークの1/3以上挿入されることはなく、この時に出力分布の歪が最大となる。なお、出力ピーキング係数は、この時の値とする。</u> <u>燃料要素等の燃焼に伴い、炉心の出力分布の歪は緩和する。</u> 標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第 11.3.5 表に示す。</p>	<p><u>の制限又は条件の範囲は、$-(1.3\sim 2.5) \times 10^{-4} \Delta k/k$ とする。</u></p> <p><u>3.4.5 炉心燃料集合体の交換計画</u> <u>炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。</u></p> <p>原子炉の運転サイクルは、約60 日間の定格出力運転期間及び約19 日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5 ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9 バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。 1 サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10 体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000Mwd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000Mwd/t とし、平均で約60,000Mwd/t となる。</p> <p><u>3.4.6 出力分布及び最大中性子束</u> 標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第3.4.5 表に示す。 <u>出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの5/13 以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの5/13 として評価したものである。</u> <u>出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>11.3.8</u> 核特性主要目</p> <p><u>核特性の主要目は、次のとおりである。</u></p> <p>炉心燃料領域高さ 約 50 cm</p> <p>炉心燃料領域等価直径 約 80 cm</p> <p>燃料集合体の装荷最大個数 85 体</p> <p>核分裂性物質の最大挿入量</p> <p>炉心燃料領域核分裂性プルトニウム量 (²³⁹Pu+²⁴¹Pu) 約 160 kg</p> <p>炉心燃料領域核分裂性ウラン量 (²³⁵U) 約 110 kg</p> <p>プルトニウム混合比 [PuO₂ / (PuO₂+UO₂)] 30 wt%以下</p> <p>核分裂性プルトニウム富化度 [(²³⁹Pu+²⁴¹Pu) / (Pu+U)]</p> <p>内側燃料集合体 約 16 wt%</p> <p>外側燃料集合体 約 21 wt%</p> <p>プルトニウム同位体組成比 原子炉級</p> <p>ウラン濃縮度 約 18 wt%</p> <p>炉心燃料領域組成比 (断面積比)</p> <p>燃料ペレット 約 37 %</p> <p>構造材 (被覆管を含む。) 約 23 %</p> <p>冷却材 約 37 %</p> <p>ボイド 約 3 %</p> <p>炉心燃料集合体の燃料要素最高燃焼度 90,000 MWd/t</p> <p>定格出力時の最大の過剰反応度 約 0.028 Δk/k</p> <p>制御棒6本の反応度価値 0.076 Δk/k 以上</p> <p>反応度係数</p> <p>ドップラ係数 $-(0.67 \sim 2.5) \times 10^{-3} T \frac{dk}{dT}$</p> <p>ナトリウムボイド反応度 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$</p> <p>温度係数 (ドップラ効果を除く。)</p> <p>燃料温度係数 $-(2.7 \sim 4.9) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>構造材温度係数 $-(0.8 \sim 1.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>冷却材温度係数 $-(6.4 \sim 12.0) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>炉心支持板温度係数 $-(1.0 \sim 1.6) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>燃焼に伴う反応度変化 $-(2.6 \sim 3.2) \times 10^{-4} \Delta k/k/d$</p> <p>炉心燃料集合体の交換方法 5 ~ 8バッチ分散方式</p> <p>実効遅発中性子割合 $(0.36 \sim 0.54) \times 10^{-2}$</p> <p>即発中性子寿命 $(2.5 \sim 3.7) \times 10^{-7} s$</p>	<p><u>3.4.7</u> 核特性主要目</p> <p>炉心燃料領域高さ 約 50cm</p> <p>炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm</p> <p>軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm 下部 約 38cm</p> <p>半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm</p> <p>半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm</p> <p>炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm</p> <p>燃料集合体の最大個数 79 体</p> <p>炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)</p> <p>²³⁹Pu+²⁴¹Pu 約 150kg</p> <p>²³⁵U 約 100kg</p> <p>プルトニウム含有率 [Pu / (Pu+²⁴¹Am+U)] 32wt%以下</p> <p>核分裂性プルトニウム富化度 [(²³⁹Pu+²⁴¹Pu) / (Pu+²⁴¹Am+U)]</p> <p>内側燃料集合体 約 16wt%</p> <p>外側燃料集合体 約 21wt%</p> <p>プルトニウム同位体組成比 原子炉級</p> <p>ウラン濃縮度 約 18wt%</p> <p>炉心燃料領域組成比 (断面積比)</p> <p>燃料ペレット 約 37%</p> <p>構造材 (被覆管を含む。) 約 23%</p> <p>冷却材 約 37%</p> <p>ボイド 約 3%</p> <p>炉心燃料集合体の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t</p> <p>定格出力時の最大の過剰反応度 約 0.020 Δk/k</p> <p>制御棒4本の反応度価値 0.070 Δk/k 以上</p> <p>後備炉停止制御棒2本の反応度価値 0.014 Δk/k 以上</p> <p>反応度係数</p> <p>ドップラ係数 $-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} T dk/dT$</p> <p>温度係数 (ドップラ効果を除く。)</p> <p>燃料温度係数 $-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>構造材温度係数 $-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>冷却材温度係数 $-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>炉心支持板温度係数 $-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$</p> <p>ナトリウムボイド反応度 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$</p> <p>燃焼に伴う反応度変化 $-(1.8 \sim 2.3) \times 10^{-4} \Delta k/k/d$</p> <p>炉心燃料集合体の交換方法 5~9バッチ分散方式</p> <p>実効遅発中性子割合 $(0.38 \sim 0.48) \times 10^{-2}$</p> <p>即発中性子寿命 $(2.8 \sim 4.3) \times 10^{-7} s$</p>

変更前	変更後
<p><u>11.4</u> 熱設計</p> <p><u>11.4.1</u> 熱設計の方針</p> <p>(1) 炉心燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、<u>下記</u>の方針に基づいて行う。</p> <p><u>1.</u> 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能と <u>あいまって</u> 設計限界値（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、<u>定格出力</u>時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p><u>2.</u> 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p><u>3.</u> 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p>	<p><u>3.4.8</u> 参考文献</p> <p>(1) 千葉豪他、「JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数JFS-3-J3.2R の作成」、JNC TN9400 2001-124 (2002)</p> <p>(2) S. Maeda, et al., “Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management”, Journal of Power and Energy Systems, Vol. 6, No. 2 (2012)</p> <p>(3) 前田茂貴他、「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」、JNC TN9400 2003-083 (2003)</p> <p>(4) 千葉豪他、「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」、JNC TN9400 2004-057 (2004)</p> <p>(5) S. Ono, et al., “CASUP : Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis”, Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)</p> <p>(6) M. Nakagawa, et al., “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984)</p> <p>(7) 中川正幸他、「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-066 (1983)</p> <p>(8) T. B. Fowler, et al., “Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION”, ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)</p> <p>(9) 飯島進他、「高速炉設計用計算プログラム (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」、JAERI-M 6993 (1977)</p> <p>(10) M. Bando, et al., “Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration”, Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)</p> <p><u>3.5</u> 熱設計</p> <p><u>3.5.1</u> 設計方針</p> <p>(1) 炉心燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、<u>以下</u>の方針に基づいて行う。</p> <p><u>(i)</u> 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に<u>原子炉の運転に支障が生ずる場合</u>において、原子炉冷却系、原子炉停止系、<u>反応度制御系</u>、計測制御系及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、<u>燃料の許容設計限界</u>（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和 (<u>設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比</u>) を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、<u>通常運転</u>時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p><u>(ii)</u> 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p><u>(iii)</u> 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p>

変更前	変更後
<p>(2) 照射燃料集合体</p> <p>照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素<u>にあつては</u>、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について<u>下記</u>の方針に基づいて行う。</p> <p>(a) <u>I～IV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>I～IV型特殊燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、下記の方針に基づいて行う。</u></p> <p><u>4. 特殊燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>5. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>6. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p>(b) <u>I～IV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>I～IV型限界照射試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、下記の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>4. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって、燃料最高温度が溶融温度に達することなく、かつ、被覆管が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>5. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>6. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p>(c) <u>炭化物試験用要素</u></p> <p><u>炭化物試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、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、下記の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>4. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>5. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用</u></p>	<p>(2) 照射燃料集合体</p> <p>照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素<u>を装填した照射燃料集合体は</u>、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について<u>以下</u>の方針に基づいて<u>熱設計</u>を行う。</p> <p>(i) <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>III型及びIV型特殊燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。</u></p> <p><u>a. 特殊燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p>(ii) <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>III型及びIV型限界照射試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料最高温度が溶融温度に達することなく、かつ、被覆管が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(削除)</u></p>

変更前	変更後
<p><u>すること。</u></p> <p><u>h. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(d) 窒化物試験用要素</u></p> <p><u>窒化物試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、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、下記の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>i. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>ii. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>h. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(e) 高線出力試験用要素</u></p> <p><u>高線出力試験用要素の熱設計は、高線出力試験に係る通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが著しく熔融することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、下記の方針に基づいて行う。</u></p> <p><u>i. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、定格出力を上回らない目標出力時の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>ii. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>h. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(f) FFDL 試験用要素</u></p> <p><u>FFDL 試験用要素の熱設計は、FFDL 試験に係る通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、下記の方針に基づいて行う。</u></p> <p><u>i. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</u></p> <p><u>ii. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</u></p> <p><u>h. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(g) 先行試験用要素</u></p> <p><u>先行試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部の熔融による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、<u>下記</u>の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>i. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変</u></p>	<p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(iii) 先行試験用要素</u></p> <p><u>先行試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部の熔融による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、<u>以下</u>の方針に基づいて設計を行う。</u></p> <p><u>a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変</u></p>

変更前	変更後
<p>化時において、酸化物燃料の燃料部が溶融しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び内壁構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>(h) 基礎試験用要素 基礎試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、下記の方針に基づいて設計を行う。</p> <p>4. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が開孔しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び密封構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>(i) A型用炉心燃料要素 A型用炉心燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、下記の方針に基づいて行う。</p> <p>4. A型用炉心燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>5. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p>6. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p>(j) 限界照射試験用補助要素 限界照射試験用補助要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶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、下記の方針に基づいて設計を行う。</p> <p>4. 試験用補助要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>5. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p>6. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p>(なし)</p>	<p>化時において、酸化物燃料の燃料部が溶融しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、通常運転時における燃料部、被覆管及び内壁構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>(iv) 基礎試験用要素 基礎試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。</p> <p>a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が開孔しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、通常運転時における燃料部、被覆管及び密封構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>(v) A型用炉心燃料要素 A型用炉心燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、以下の方針に基づいて行う。</p> <p>a. A型用炉心燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系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、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p>c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素 限界照射試験用補助要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて設計を行う。</p> <p>a. 試験用補助要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系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、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p>b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。</p> <p>c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p>照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため、設置変更許可申請の段階にあっては、想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定の範囲に限定する。</p> <p>熱設計基準値及び熱的制限値にあっては、当該仕様の組合せを考慮し、燃料最高温度又は燃料最大溶融割合（径方向断面における溶融割合の最大）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却</p>

変更前	変更後
<p>(3) 照射用実験装置</p> <p>照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、<u>下記</u>の方針に基づいて行う。</p> <p><u>イ</u>. 照射用実験装置が、原子炉内における使用期間中、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあわせて熱設計基準値を超えないよう、<u>定格出力</u>時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p><u>ロ</u>. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p><u>11.4.2</u> 熱設計基準値及び熱的制限値</p> <p><u>(1)</u> 熱設計基準値</p> <p><u>(a)</u> 炉心燃料集合体</p> <p><u>イ</u>. 燃料最高温度は 2,650℃とする。</p> <p>なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの溶融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。</p> <p><u>ロ</u>. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>830</u>℃とする。</p> <p>なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。</p> <p><u>ハ</u>. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。</p> <p><u>(b)</u> 照射燃料集合体</p>	<p><u>材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限値を定める。なお、熱設計基準値及び熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあっては、確定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値及び熱的制限値を設定するため、当該値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値及び熱的制限値を下回る場合がある。</u></p> <p><u>熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数についても、設置変更許可申請の段階で、代表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めるものとする。</u></p> <p><u>また、熱設計に使用する工学的安全係数にあっては、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出力の測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依存するものについては、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定める。</u></p> <p>(3) 照射用実験装置 <u>(本体設備)</u></p> <p>照射用実験装置 <u>(本体設備)</u> の熱設計は、<u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射物が溶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、</u>照射燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び<u>設計基準</u>事故時において、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、<u>以下</u>の方針に基づいて行う。</p> <p><u>(i)</u> 照射用実験装置が、原子炉内における使用期間中、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び<u>設計基準</u>事故時に<u>原子炉の運転に支障が生ずる場合</u>において、原子炉冷却系統、<u>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</u>の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、<u>通常運転</u>時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。</p> <p><u>(ii)</u> 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</p> <p><u>3.5.2</u> 熱設計基準値及び熱的制限値</p> <p><u>3.5.2.1</u> 熱設計基準値</p> <p><u>(1)</u> 炉心燃料集合体</p> <p><u>(i)</u> 燃料ペレットの最高温度 <u>(以下「燃料最高温度」という。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。)</u> は、2,650℃とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの溶融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。</p> <p><u>(ii)</u> 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>840</u>℃とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。</p> <p><u>(iii)</u> 冷却材最高温度は、910℃とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。</p> <p><u>(2)</u> 照射燃料集合体</p>

変更前	変更後
<p>(i) <u>I～IV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</u></p> <p><u>ロ. I～III型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(ii) <u>I～IV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</u></p> <p><u>ロ. I～III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p><u>(iii) 炭化物試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,140℃とする。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p><u>(iv) 窒化物試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,390℃とする。</u></p> <p><u>なお、この温度は、追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補「XI. プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料の熱設計基準値について」に示すプルトニウム・ウラン混合窒化物燃料の分解と熔融温度の関係から、運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの過度の分解及び熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、安全余裕を考慮して定めるものである。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p><u>(v) 高線出力試験用要素</u></p> <p><u>イ. ペレット最大熔融割合は、30%とする。</u></p> <p><u>なお、このペレット熔融割合は、運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p><u>(vi) FFDL試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(vii) 先行試験用要素</p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないこととする。ただし、酸化燃料燃料にあつては、熔融温度を超える設計をする場合があるが、最大熔融割合は、30%とする。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ハ. 内壁構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>ニ. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(viii) 基礎試験用要素</p>	<p>(i) <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</u></p> <p><u>b. III型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。</u></p> <p><u>c. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(ii) <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</u></p> <p><u>b. III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃、IV型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、810℃とする。</u></p> <p><u>c. 冷却材最高温度は、910℃とする。</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p>(iii) 先行試験用要素</p> <p><u>a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないこととする。ただし、酸化燃料燃料にあつては、熔融温度を超える設計をする場合があるが、最大熔融割合は、30%とする。</u></p> <p><u>b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、急速加熱による破断温度以下とする。</u></p> <p><u>c. 内壁構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</u></p> <p><u>d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</u></p> <p>(iv) 基礎試験用要素</p>

変更前	変更後																																												
<p>1. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。</p> <p>2. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>890℃</u>とする。</p> <p>3. 密封構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>4. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(ix) A型用炉心燃料要素</p> <p>1. 燃料最高温度は、2,650℃とする。</p> <p>2. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>830℃</u>とする。</p> <p>3. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>(x) 限界照射試験用補助要素</p> <p>1. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</p> <p>2. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>3. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>(c) 照射用実験装置</p> <p>1. 照射物最高温度は、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）を超えないこととする。</p> <p>2. 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>3. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>4. 外側容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p>	<p>a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。</p> <p>b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>急速加熱による破断温度以下</u>とする。</p> <p>c. 密封構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。</p> <p>(v) A型用炉心燃料要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。</p> <p>b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、<u>840℃</u>とする。</p> <p>c. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。</p> <p>b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>c. 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>(3) 照射用実験装置</p> <p>(i) 照射物最高温度は、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）を超えないこととする。</p> <p>(ii) 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p> <p>(iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。</p> <p>(iv) 外側容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。</p>																																												
<p>(2) 熱的制限値</p>	<p>3.5.2.2 熱的制限値</p>																																												
<p>(a) 炉心燃料集合体</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td><u>2,530℃</u></td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td><u>675℃</u></td> </tr> </table>	燃料最高温度	<u>2,530℃</u>	被覆管最高温度（肉厚中心）	<u>675℃</u>	<p>(1) 炉心燃料集合体</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td><u>2,350℃</u></td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td><u>620℃</u></td> </tr> </table>	燃料最高温度	<u>2,350℃</u>	被覆管最高温度（肉厚中心）	<u>620℃</u>																																				
燃料最高温度	<u>2,530℃</u>																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）	<u>675℃</u>																																												
燃料最高温度	<u>2,350℃</u>																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）	<u>620℃</u>																																												
<p>(b) 照射燃料集合体</p>	<p>(2) 照射燃料集合体</p>																																												
<p>(なし)</p>	<p>照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあっては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。</p>																																												
<p>(i) I～IV型特殊燃料要素</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td>2,540℃</td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>I～III型特殊燃料要素</u></td> <td>700℃</td> </tr> <tr> <td>IV型特殊燃料要素</td> <td>610℃</td> </tr> </table> <p>(ii) I～IV型限界照射試験用要素</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td>2,540℃</td> </tr> <tr> <td>ただし、被覆管の開孔時にあっては、</td> <td>2,680℃</td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A型照射燃料集合体装填時</td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>I～III型限界照射試験用要素</u></td> <td>750℃</td> </tr> <tr> <td>ただし、被覆管の開孔時にあっては、</td> <td>890℃</td> </tr> <tr> <td>IV型限界照射試験用要素</td> <td>660℃</td> </tr> </table>	燃料最高温度	2,540℃	被覆管最高温度（肉厚中心）		<u>I～III型特殊燃料要素</u>	700℃	IV型特殊燃料要素	610℃	燃料最高温度	2,540℃	ただし、被覆管の開孔時にあっては、	2,680℃	被覆管最高温度（肉厚中心）		A型照射燃料集合体装填時		<u>I～III型限界照射試験用要素</u>	750℃	ただし、被覆管の開孔時にあっては、	890℃	IV型限界照射試験用要素	660℃	<p>(i) <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u></p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td>2,540℃</td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td></td> </tr> <tr> <td>III型特殊燃料要素</td> <td>700℃</td> </tr> <tr> <td>IV型特殊燃料要素</td> <td>610℃</td> </tr> </table> <p>(ii) <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></p> <table border="0"> <tr> <td>燃料最高温度</td> <td>2,540℃</td> </tr> <tr> <td>ただし、被覆管の開孔時にあっては、</td> <td>2,680℃</td> </tr> <tr> <td>被覆管最高温度（肉厚中心）</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A型照射燃料集合体装填時</td> <td></td> </tr> <tr> <td>III型限界照射試験用要素</td> <td>750℃</td> </tr> <tr> <td>ただし、被覆管の開孔時にあっては、</td> <td>890℃</td> </tr> <tr> <td>IV型限界照射試験用要素</td> <td>660℃</td> </tr> </table>	燃料最高温度	2,540℃	被覆管最高温度（肉厚中心）		III型特殊燃料要素	700℃	IV型特殊燃料要素	610℃	燃料最高温度	2,540℃	ただし、被覆管の開孔時にあっては、	2,680℃	被覆管最高温度（肉厚中心）		A型照射燃料集合体装填時		III型限界照射試験用要素	750℃	ただし、被覆管の開孔時にあっては、	890℃	IV型限界照射試験用要素	660℃
燃料最高温度	2,540℃																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）																																													
<u>I～III型特殊燃料要素</u>	700℃																																												
IV型特殊燃料要素	610℃																																												
燃料最高温度	2,540℃																																												
ただし、被覆管の開孔時にあっては、	2,680℃																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）																																													
A型照射燃料集合体装填時																																													
<u>I～III型限界照射試験用要素</u>	750℃																																												
ただし、被覆管の開孔時にあっては、	890℃																																												
IV型限界照射試験用要素	660℃																																												
燃料最高温度	2,540℃																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）																																													
III型特殊燃料要素	700℃																																												
IV型特殊燃料要素	610℃																																												
燃料最高温度	2,540℃																																												
ただし、被覆管の開孔時にあっては、	2,680℃																																												
被覆管最高温度（肉厚中心）																																													
A型照射燃料集合体装填時																																													
III型限界照射試験用要素	750℃																																												
ただし、被覆管の開孔時にあっては、	890℃																																												
IV型限界照射試験用要素	660℃																																												

変更前	変更後
<p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810 °C</p> <p>B型照射燃料集合体装填時</p> <p><u>I</u>～III型限界照射試験用要素 700 °C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、890 °C</p> <p>IV型限界照射試験用要素 610 °C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810 °C</p> <p>D型照射燃料集合体装填時</p> <p><u>I</u>～III型限界照射試験用要素 700 °C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、890 °C</p> <p>IV型限界照射試験用要素 610 °C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810 °C</p> <p>(iii) 炭化物試験用要素</p> <p>燃料最高温度 1,930 °C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 700 °C</p> <p>(iv) 窒化物試験用要素</p> <p>燃料最高温度 2,140 °C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 700 °C</p> <p>(v) 高線出力試験用要素</p> <p>ペレット最大熔融割合 20 %</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 650 °C</p> <p>(vi) FFDL試験用要素</p> <p>燃料最高温度 2,540 °C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 700 °C</p> <p>(vii) 先行試験用要素</p> <p>燃料最高温度 熔融温度以下</p> <p>ただし、酸化物燃料にあつては、最大熔融割合 20%</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 750 °C</p> <p>内壁構造容器最高温度 (肉厚中心) 675 °C</p> <p>(viii) 基礎試験用要素</p> <p>燃料最高温度 熔融温度以下</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 750 °C</p> <p>密封構造容器最高温度 (肉厚中心) 675 °C</p> <p>(ix) A型用炉心燃料要素</p> <p>燃料最高温度 <u>2,530</u> °C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) <u>675</u> °C</p> <p>(x) 限界照射試験用補助要素</p> <p>燃料最高温度 2,540 °C</p> <p>ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、2,680 °C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 700 °C</p> <p>ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、890 °C</p> <p><u>(c)</u> 照射用実験装置</p>	<p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C</p> <p>B型照射燃料集合体装填時</p> <p>III型限界照射試験用要素 700°C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C</p> <p>IV型限界照射試験用要素 610°C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C</p> <p>D型照射燃料集合体装填時</p> <p>III型限界照射試験用要素 700°C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C</p> <p>IV型限界照射試験用要素 610°C</p> <p>ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(iii)</u> 先行試験用要素</p> <p>燃料最高温度 熔融温度以下</p> <p>ただし、酸化物燃料にあつては、最大熔融割合 20%</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 750°C</p> <p>内壁構造容器最高温度 (肉厚中心) 675°C</p> <p><u>(iv)</u> 基礎試験用要素</p> <p>燃料最高温度 熔融温度以下</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 750°C</p> <p>密封構造容器最高温度 (肉厚中心) 675°C</p> <p><u>(v)</u> A型用炉心燃料要素</p> <p>燃料最高温度 <u>2,350</u>°C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) <u>620</u>°C</p> <p><u>(vi)</u> 限界照射試験用補助要素</p> <p>燃料最高温度 2,540°C</p> <p>ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、2,680°C</p> <p>被覆管最高温度 (肉厚中心) 700°C</p> <p>ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、890°C</p> <p><u>(3)</u> 照射用実験装置 <u>(本体設備)</u></p>

変更前	変更後
<p>照射物最高温度 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 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心） 750℃ 外側容器最高温度（肉厚中心） 675℃</p>	<p>照射物最高温度 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 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心） 750℃ 外側容器最高温度（肉厚中心） 675℃</p>
<p>11.4.3 熱設計の計算方法 (1) 設計計算手法 <u>燃料最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度等の熱設計計算は、炉心燃料集合体にあつてはMIX-MARK IIコードを使用して行う。</u> <u>本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。なお、燃料ペレット温度は、その密度変化をモデルに取り入れて計算する。</u>また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。</p> <p>照射燃料集合体の熱設計は、<u>以下のとおりに行う。</u> 内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。 密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。 照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射試料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射物の温度に</p>	<p>3.5.3 計算方法 (1) 設計計算手法 <u>炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の(i)～(v)に示すコード又は式により行う。</u></p> <p><u>(i) 冷却材温度</u> 冷却材温度は、ASFRE^{(1),(2)}コードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。</p> <p><u>(ii) 被覆管表面温度</u> 被覆管表面温度は、以下の式により計算する。 (省略)</p> <p><u>(iii) 被覆管内面温度</u> 被覆管内面温度は、以下の式により計算する。 (省略)</p> <p><u>(iv) 燃料表面温度</u> 燃料表面温度は以下の式により計算する。 (省略)</p> <p><u>(v) 燃料最高温度</u> 燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。 (省略)</p> <p>また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。 照射燃料集合体の熱設計計算では、<u>以下の(i)～(vii)に示す式を用いる。</u> <u>なお、内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。</u> また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。 また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。 照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射試料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として</p>

変更前	変更後
<p>ついては、以下の燃料最高温度と同様に計算する。</p> <p>(a) 冷却材温度 冷却材温度は、<u>次式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(b) 被覆管表面温度 被覆管表面温度は、<u>次式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(c) 被覆管内面温度 被覆管内面温度は、<u>次式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(d) 燃料表面温度 燃料表面温度は<u>次式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(e) 燃料最高温度 熔融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。</p> $\int_{T_s}^{T_p} k \, dT = \frac{ql}{4\pi} \cdot S$ <p>ここで T_p : 燃料最高温度 (°C) k : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C) <u>S : 中心ボイド孔生成に対する補正因子。補正因子 S とペレットの製造時密度との関係を第 3.5.1 図に示す。なお、中空ペレットについても補正因子を使用する。ただし高線出力試験用要素、炭化物試験用要素及び窒化物試験用要素については $S=1$ とする。</u></p> <p>(f) <u>ペレット</u> 溶融半径 <u>高線出力試験用要素のペレット</u> 溶融半径は、<u>次式</u>により計算される。 (省略)</p> <p>(g) ペレット溶融割合 <u>高線出力試験用要素のペレット</u> 溶融割合は、<u>次式</u>により計算される。 (省略)</p> <p>(2) 物性定数 熱設計計算における物性定数は、<u>第 11.4.1 表</u>に示す値を使用する。<u>なお、高線出力試験用集合体の熱設計にあつては、照射後試験データを反映し、ギャップ熱伝達率の信頼度の向上を図る。</u>また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼 (マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む) の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。</p> <p><u>11.4.4 出力分布</u> <u>運転時における炉心の出力分布は、制御棒の挿入位置、炉心の燃焼及び燃料集合体の交換により変化する。</u> <u>出力分布を特徴づける出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング</u></p>	<p>計算する。照射物の温度については、以下の燃料最高温度と同様に計算する。</p> <p>(i) 冷却材温度 冷却材温度は、<u>以下の式</u>により計算する。 (変更なし)</p> <p>(ii) 被覆管表面温度 被覆管表面温度は、<u>以下の式</u>により計算する。 (変更なし)</p> <p>(iii) 被覆管内面温度 被覆管内面温度は、<u>以下の式</u>により計算する。 (変更なし)</p> <p>(iv) 燃料表面温度 燃料表面温度は<u>以下の式</u>により計算する。 (変更なし)</p> <p>(v) 燃料最高温度 熔融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。<u>なお、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料では、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。</u></p> $\int_{T_s}^{T_p} k \, dT = \frac{ql}{4\pi}$ <p>ここで T_p : 燃料最高温度 (°C) k : 燃料熱伝導度 (W/cm/°C)</p> <p>(vi) <u>燃料</u> 溶融半径 <u>先行試験用要素 (溶融あり) の燃料</u> 溶融半径は、<u>以下の式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(vii) ペレット溶融割合 <u>先行試験用要素 (溶融あり) の燃料</u> 溶融割合は、<u>以下の式</u>により計算する。 (省略)</p> <p>(2) 物性定数 熱設計計算における物性定数は、<u>第 3.5.1 表</u>に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼 (マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む) の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。</p> <p><u>3.5.4 出力分布</u> <u>熱設計計算では、第 3.4.5 表に示す出力ピーキング係数を使用する。</u>なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。</p>

変更前	変更後																																		
<p><u>係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数にあつては燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数にあつては燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数にあつては燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比として定義する。</u></p> <p><u>熱設計計算に用いる炉心燃料集合体の出力ピーキング係数は、次のとおりである。</u></p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td colspan="2"><u>出力ピーキング係数</u></td> </tr> <tr> <td>標準平衡炉心</td> <td>約 1.64</td> </tr> <tr> <td> 径 方 向</td> <td>約 1.38</td> </tr> <tr> <td> 軸 方 向</td> <td>約 1.18</td> </tr> <tr> <td> 局 所</td> <td>約 1.01</td> </tr> </table> <p>なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。</p> <p>11.4.5 冷却材流量配分</p> <p>炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を5分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。</p> <p>照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。</p> <p>標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 11.4.2 表に示す。</p> <p>11.4.6 工学的安全係数</p> <p>熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては原子炉熱出力の測定誤差等を含む。</p> <p>熱設計計算に用いる炉心燃料集合体、照射燃料集合体の工学的安全係数⁽¹⁴⁾は、次のとおりである。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td colspan="2">工 学 的 安 全 係 数</td> </tr> <tr> <td> 炉 心 燃 料 集 合 体</td> <td></td> </tr> <tr> <td> 燃 料 ペ レ ッ ト</td> <td>約 1.12</td> </tr> <tr> <td> 被 覆 管</td> <td>約 1.15</td> </tr> <tr> <td> 冷 却 材</td> <td>約 1.15</td> </tr> <tr> <td> 照 射 燃 料 集 合 体</td> <td>1.05</td> </tr> </table> <p>11.4.7 過出力因子</p>	<u>出力ピーキング係数</u>		標準平衡炉心	約 1.64	径 方 向	約 1.38	軸 方 向	約 1.18	局 所	約 1.01	工 学 的 安 全 係 数		炉 心 燃 料 集 合 体		燃 料 ペ レ ッ ト	約 1.12	被 覆 管	約 1.15	冷 却 材	約 1.15	照 射 燃 料 集 合 体	1.05	<p>3.5.5 冷却材流量配分</p> <p>炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を5分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。</p> <p>照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。</p> <p>標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 3.5.2 表に示す。</p> <p>3.5.6 工学的安全係数</p> <p>熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、燃料仕様によらず共通する原子炉熱出力の測定誤差等を含む⁽³⁾。</p> <p><u>なお、照射燃料集合体にあつては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。</u></p> <p>熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td colspan="2">工 学 的 安 全 係 数</td> </tr> <tr> <td> 炉 心 燃 料 集 合 体</td> <td></td> </tr> <tr> <td> 燃 料 ペ レ ッ ト</td> <td>約 1.19</td> </tr> <tr> <td> 被 覆 管</td> <td>約 1.19</td> </tr> <tr> <td> 冷 却 材</td> <td>約 1.18</td> </tr> <tr> <td> 照 射 燃 料 集 合 体</td> <td>1.05</td> </tr> </table> <p>3.5.7 過出力因子</p>	工 学 的 安 全 係 数		炉 心 燃 料 集 合 体		燃 料 ペ レ ッ ト	約 1.19	被 覆 管	約 1.19	冷 却 材	約 1.18	照 射 燃 料 集 合 体	1.05
<u>出力ピーキング係数</u>																																			
標準平衡炉心	約 1.64																																		
径 方 向	約 1.38																																		
軸 方 向	約 1.18																																		
局 所	約 1.01																																		
工 学 的 安 全 係 数																																			
炉 心 燃 料 集 合 体																																			
燃 料 ペ レ ッ ト	約 1.12																																		
被 覆 管	約 1.15																																		
冷 却 材	約 1.15																																		
照 射 燃 料 集 合 体	1.05																																		
工 学 的 安 全 係 数																																			
炉 心 燃 料 集 合 体																																			
燃 料 ペ レ ッ ト	約 1.19																																		
被 覆 管	約 1.19																																		
冷 却 材	約 1.18																																		
照 射 燃 料 集 合 体	1.05																																		

変更前	変更後																
<p>過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大熔融割合を求めるための因子である。</p> <p>熱設計計算に用いる過出力因子は、<u>次のとおりである</u>。照射用実験装置にあっては、照射燃料集合体と同じとする。</p> <table border="0" data-bbox="489 325 1350 493"> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">過出力因子</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">炉心燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">1.07</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">照射燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">1.08</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07</td> </tr> </table> <p><u>11.4.8 熱特性主要目</u> 熱設計計算に用いる熱特性の主要目を<u>第11.4.3表</u>に示す。</p> <p><u>11.4.9 解析</u> 炉心燃料集合体の<u>定格出力</u>時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の<u>解析結果は、第11.4.4表に示すとおりである</u>。</p> <p><u>照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度等並びに過出力時における燃料最高温度等の解析結果は、第11.4.4表に示すとおりである</u>。</p> <p>照射用実験装置の<u>定格出力</u>時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の<u>解析結果は、第11.4.4表に示すとおりである</u>。<u>定格出力</u>時及び過出力時における照射物最高温度にあっては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、<u>定格出力</u>時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、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）を超えないようにすることができる。</p> <p>なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化の<u>解析</u>」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、<u>運転時の異常な過渡変化時における炉心燃料要素の被覆管最高温度</u>を超えない。照射用実験装置の外側容器にあっては同じである。運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあっては、運転時の異常な過渡変化時における<u>I～III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度</u>と同じである。事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、事故時における炉心燃料要素の被覆管最高温度と同じである。事故時における照射試料キャプセルにあっては、<u>I～III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度</u>と同じである。事故時における照射物最高温度にあっては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、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）を超えないようにすることができる。</p>	過出力因子		炉心燃料集合体	1.07	照射燃料集合体	1.08	ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07		<p>過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大熔融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を<u>以下に示す</u>。照射用実験装置にあっては、照射燃料集合体と同じとする。</p> <table border="0" data-bbox="1617 325 2240 493"> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">過出力因子</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">炉心燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">1.07</td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">照射燃料集合体</td> <td style="text-align: right;">1.08</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07</td> </tr> </table> <p><u>3.5.8 熱特性主要目</u> 熱設計計算に用いる熱特性の主要目を<u>第3.5.3表</u>に示す。</p> <p><u>3.5.9 評価</u> 炉心燃料集合体<u>及び照射燃料集合体</u>の<u>通常運転</u>時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の<u>評価結果を第3.5.4表に示す</u>。</p> <p><u>また、</u>照射用実験装置の<u>通常運転</u>時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の<u>評価結果を第3.5.4表に併せて示す</u>。<u>通常運転</u>時及び過出力時における照射物最高温度にあっては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、<u>通常運転</u>時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、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）を超えないようにすることができる。</p> <p>なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、<u>「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度</u>を超えない。照射用実験装置の外側容器にあっては同じである。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあっては、運転時の異常な過渡変化時における<u>III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度</u>と同じである。</p> <p><u>設計基準</u>事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度と同じである。</p> <p><u>設計基準</u>事故時における照射試料キャプセルにあっては、<u>設計基準事故時におけるIII型限界照射試験用要素の被覆管最高温度</u>と同じである。</p> <p><u>設計基準</u>事故時における照射物最高温度にあっては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、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）を超えないようにすることができる。</p> <p><u>3.5.10 参考文献</u> <u>(1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly</u></p>	過出力因子		炉心燃料集合体	1.07	照射燃料集合体	1.08	ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07	
過出力因子																	
炉心燃料集合体	1.07																
照射燃料集合体	1.08																
ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07																	
過出力因子																	
炉心燃料集合体	1.07																
照射燃料集合体	1.08																
ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07																	

変更前	変更後
<p>11.5 動特性</p> <p>11.5.1 概要</p> <p><u>本原子炉は、運転制御の観点から次の特性を持っている。</u></p> <p><u>本原子炉の反応度係数はドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数、炉心支持板温度係数のいずれも負であり、原子炉は自己制御性を持つ。また、冷却系の冷却材循環周期が長く、系の熱容量が大きいため、熱系の変動が原子炉に与える影響は非常に緩慢である。</u></p> <p><u>前述の計測制御系で述べたように、本原子炉の出力は制御棒手動操作または自動操作により制御し、冷却系の冷却材流量は出力上昇、下降時を含め1次冷却系、2次冷却系ともに一定に保つ。また、原子炉入口冷却材温度を原子炉出力に関係なく一定に保つよう、原子炉冷却材温度制御系により主冷却器の空気流量を手動または自動で制御する。従って、本原子炉において反応度や空気流量の外乱が入っても、原子炉の自己制御性、熱系の応答の緩慢さ及び原子炉冷却材温度制御系の動作により、原子炉出力、冷却材温度等の主要諸変量は十分な減衰性を持って変化し、原子炉は十分安定に制御できる。</u></p> <p>11.5.2 解析方法</p> <p><u>本原子炉の応答解析は、制御系を含むプラント全系を模擬する動特性解析コード(MIMIR若しくはそれと同種のコード)⁽¹⁵⁾を用いて行う。計算モデルの概要を、第11.5.1図に示す。以下に計算モデルの主な特徴を示す。</u></p> <p>(1) 核動特性は、遅発中性子6群の1点近似動特性モデル<u>によって求める。</u></p> <p>(2) 炉心部の熱計算は、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデル<u>で取扱う。</u>チャンネル内部の燃料の温度は、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。</p> <p>(3) 原子炉の上部及び下部のプレナムは、有効体積に対する完全混合モデル<u>で取扱う。</u></p> <p>(4) 配管部は、輸送遅れモデル<u>で取扱う。</u></p> <p>(5) 主中間熱交換器及び主冷却器の熱計算は、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデル<u>で取扱う。</u></p>	<p><u>with porous blockages”, ISSCA-4(1997), p. 323-333.</u></p> <p>(2) <u>大高雅彦他、「サブチャンネル解析コードASERE-IIIの検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)</u></p> <p>(3) <u>池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和59年度炉物理・炉工学分科会予稿集A 5 3 (1984)</u></p> <p>(4) <u>M.Kato et al., “Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels”, J.Nucl. Sci.Technol., 48:4, 646-653 (2011)</u></p> <p>(5) <u>“Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures”, The International Nickel Company (1963)</u></p> <p>(6) <u>揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価(「常陽」IV型特殊燃料要素用被覆管)」、PNC-TN9430 90-003 (1990)</u></p> <p>(7) <u>O.E.Dwyer et al., At. Energy Rev. 4, 3 (1966)</u></p> <p>(8) <u>R.N.Lyon, “Chem. Eng. Progr.”, 47, 75/79 (1951)</u></p> <p>(9) <u>G. H. Golden et al., “THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM”, ANL-7323 (1967)</u></p> <p>3.6 動特性</p> <p>3.6.1 設計方針</p> <p><u>炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的変化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。</u></p> <p><u>なお、炉心の反応度(原子炉の出力)は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉施設は、原子炉制御系として、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、及び通常運転時の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有する。</u></p> <p>3.6.2 計算方法</p> <p><u>動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIR⁽¹⁾を使用する。計算モデルの概要を以下に示す(第3.6.1図参照)。</u></p> <p>(1) 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデル<u>を使用する。</u></p> <p>(2) 炉心の熱特性の計算には、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデル<u>を使用する。</u>チャンネル内部の燃料の温度については、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。<u>また、主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。</u></p> <p>(3) 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデル<u>を使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。</u></p> <p>(4) <u>原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系を模擬する。また、必要に応じて、原子炉保護系を模擬し、原子炉保護系の作動により、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材流量が変</u></p>

変更前	変更後
<p><u>(6) 1次及び2次冷却系の冷却材の流動計算では、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量の変化を求める。</u></p> <p><u>(7) 原子炉冷却材温度制御系及び必要な原子炉保護系を模擬する。</u></p> <p><u>11.5.3 過渡応答</u> 過渡応答の解析結果の代表的例を以下に示す。</p> <p>(1) 反応度のステップ状変化に対する応答 第 11.5.2 図、第 11.5.3 図、第 11.5.4 図、第 11.5.5 図に定格出力運転中に -10¢ の反応度がステップ状に投入されたときの過渡応答の解析結果を示す。 制御棒手動操作時においては、負の反応度投入により原子炉出力は急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより原子炉出力の低下は抑制され、原子炉出力は約 94%まで低下して安定する。 原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合、原子炉出力の低下に伴う原子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投入により、原子炉出力は緩やかに約 98%まで上昇する。一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約 95%まで上昇する。 制御棒自動操作時においては、原子炉の出力と目標出力の偏差が生じるため、制御棒は徐々に引抜かれ、原子炉出力は、緩やかに定格出力付近で安定する。</p> <p>(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答 第 11.5.6 図に定格出力運転中に 1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に 10%減少した時の過渡応答の解析結果を示す。制御棒手動操作時においては、主冷却器の除熱量が減少するため原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 5℃上昇し、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより原子炉出力は緩やかに約 98%まで低下する。制御棒自動操作時においては、原子炉出口冷却材温度は通常時の温度 (500℃) を若干上回る値で静定するため、制御棒が動作することなく、解析結果は、制御棒手動操作時と同じである。</p> <p><u>11.5.4 評価</u> 原子炉の自己制御性、熱系の応答の緩漫さ及び原子炉冷却材温度制御系の動作により、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の外乱に対して、原子炉出力、冷却材温度等の主要諸変量は十分な減衰性をもって変化し、十分な安定性を有している。</p> <p><u>11.6 参考文献</u></p> <p>(1) <u>T. B. Fowler et al., ORNL-TM-2496 Rev. 2</u></p> <p>(2) <u>K. D. Lathrop, "DTF-IV, A Fortran-IV Program for Solving the Multigroup Transport Equation with Anisotropic Scattering", LA-3373 (1965)</u></p> <p>(3) <u>K. D. Lathrop et al., "Theory and Use of the General-Geometry TWOTRAN Program", LA-4432 (1970)</u></p>	<p><u>化す場合には、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、その変化を計算する。</u></p> <p><u>3.6.3 評価</u> 代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合にあっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。</p> <p>(1) 反応度のステップ状変化に対する応答 通常運転時に、-10¢ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第 3.6.2 図、第 3.6.3 図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約 89%で安定する。 その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投入により、原子炉出力は緩やかに約 98%まで上昇する。 一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約 91%まで上昇する。</p> <p>(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答 通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に 10%減少した際の過渡応答計算結果を第 3.6.4 図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約 8℃上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約 97%まで低下する。</p> <p><u>3.6.4 参考文献</u></p> <p>(1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)</p>

変更前	変更後
<p>(4) <u>H. TAKANO, Y. ISHIGURO “PRODUCTION AND BENCHMARK TESTS OF FAST REACTOR GROUP CONSTANT SET JFS-3-J2”</u>, JAERI-M 82-135</p> <p>(5) <u>高野秀樹, 金子邦夫, “高速炉用群定数セット JFS-3-J2 改訂版”</u>, JAERI-M 89-141</p> <p>(6) <u>弘田実弥他, 「FCA V-2-R 集合体の臨界実験」</u>, 日本原子力学会 昭和 47 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 B 7 (1972)</p> <p>(7) <u>「『常陽』模擬臨界実験の成果 (要約)」</u>, 動力炉・核燃料開発事業団, N241 72-22 (1972)</p> <p>(8) <u>H. Takano et al., “JAERI Fast Reactor Group Constant Set, Version II”</u>, JAERI 1255 (1978)</p> <p>(9) <u>R. P. Hibert et al., “Evaluation of Material Property Correlations used in LIFE-II”</u>, GEAP-13967 (1973)</p> <p>(10) <u>“STAINLESS STEEL CLADDING DEVELOPMENT”</u>, Quartary Progress Report, WARD-4135-5 (1969)</p> <p>(11) <u>O. E. Dwyer et al., At. Energy Rev. 4,3 (1966)</u></p> <p>(12) <u>R. N. Lyon, “Chem. Eng. Progr.”</u>, 47, 75/79 (1951)</p> <p>(13) <u>G. H. Golden et al., “THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM”</u>, ANL-7323 (1967)</p> <p>(14) <u>池上哲雄他, 「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」</u>, 日本原子力学会 昭和 59 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 A 5 3 (1984)</p> <p>(15) <u>「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」</u>, 動力炉・核燃料開発事業団, PNC TN241 85-12(1985)</p> <p>(16) <u>「高速増殖炉核設計計算コードの概要」</u>, 三菱原子力工業株式会社, MAPI-F-0001 (1981)</p>	
<p>3.2 燃 料</p> <p>3.2.2.1 使用目的</p> <p>照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発のために、<u>高速中性子束・高温ナトリウム流動下での照射挙動に関するデータを取得すること等を目的として照射試験に使用するものである。</u></p> <p>一部の照射試験は、炉心燃料集合体の設計方針に定める制限を超え、<u>または、超える可能性のある照射を行う。</u>この照射試験には、<u>高速炉用燃料の設計精度の向上を目的とした試験として燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験及び燃料要素の燃</u></p>	<p>3.7 燃料集合体</p> <p>3.7.1 概要</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発<u>及び高速炉用燃料の設計精度の向上</u>に使用するものであり、<u>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。なお、一部の照射試験にあっては、炉心燃料集合体の設計方針に定める制限を超え、又は、超える可能性のある場合がある。これらの照射試験には、燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験、及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験がある。</u></p>

変更前	変更後
<p>料ペレットに溶融が生じる条件で照射を行う高線出力試験、新たな燃料材の照射挙動の把握を目的とした試験として燃料要素の燃料材にプルトニウム・ウラン混合炭化物燃料を用いた炭化物試験及びプルトニウム・ウラン混合窒化物燃料を用いた窒化物試験、破損燃料集合体検出装置の性能確認等を目的とした試験として被覆管にスリットを設けた燃料要素を照射する FFDL 試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験がある。</p> <p>3.2.2.3 種類 照射燃料集合体は、A型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類とする。</p> <p>3.2.1 炉心燃料集合体 3.2.1.1 設計方針 (1) 燃料要素 燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。 このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化（<u>原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作または運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。以下同じ。</u>）時において、<u>下記</u>の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。 なお、設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。 <u>イ.</u> 燃料最高温度（<u>燃料ペレットの最高温度をいう。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。以下同じ。</u>）は、2,650℃以下となるように設計する。 <u>ロ.</u> 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。 <u>ハ.</u> 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。 <u>ニ.</u> 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。この時、当該基準に準拠して設定した675℃における SUS 316 相当ステンレス鋼の S_m 値は <u>約 137N/mm² (14kg/mm²)</u>、高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)の S_m 値は <u>約 16kg/mm²</u> である。 <u>ホ.</u> 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるよう設計する。なお、設計疲労曲線は、ASME Sec. III <u>CodeCase N-47</u> に準拠した曲線を使用する。</p> <p>(2) 燃料集合体 燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。 このため、<u>下記</u>の方針を満足するように燃料集合体を設計する。 <u>イ.</u> 燃料集合体の輸送<u>及び</u>取扱い時に受ける通常の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。 <u>ロ.</u> 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、</p>	<p>3.7.2 炉心燃料集合体 3.7.2.1 設計方針 (1) 燃料要素 燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、<u>以下</u>の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。なお、設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。 <u>(i)</u> 燃料最高温度は、2,650℃以下となるように設計する。 <u>(ii)</u> 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。 <u>(iii)</u> 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。 <u>(iv)</u> 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。この時、当該基準に準拠して設定した620℃における SUS 316 相当ステンレス鋼の S_m 値は <u>176N/mm²</u>、高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)の S_m 値は <u>201N/mm²</u> である。 <u>(v)</u> 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるよう設計する。なお、設計疲労曲線は、ASME Sec. IIIに準拠した曲線を使用する。</p> <p>(2) 燃料集合体 燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。このため、<u>以下</u>の方針を満足するように燃料集合体を設計する。 <u>(i)</u> 燃料集合体の輸送<u>中又は</u>取扱い<u>中</u>に受ける通常の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。 <u>(ii)</u> 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、</p>

変更前	変更後
<p>燃料集合体の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>3.2.1.2 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側及び外側の2種類とする。）及び燃料材のない核特性測定用要素の3種類とする。</p> <p>炉心燃料要素は、第3.2.1図に示すように、燃料ペレット（プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット）を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット（ウラン酸化物焼結ペレット（劣化ウラン））を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブ1、2を入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入する。</p> <p>燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約94%理論密度になるよう焼結する。<u>この場合において、照射中の焼きしまりが小さくなるよう製造方法を配慮する。</u></p> <p>燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を設け、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設けて、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生ずるのを防止する。</p> <p>燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが燃料装荷前の燃料取扱中に動くことのないよう、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって押さえる構造とする。</p> <p>核特性測定用要素は、炉心燃料要素の燃料ペレット、熱遮へいペレット及びプレナムスリーブをステンレス鋼製のダミーペレットに置換した構造を有する。</p> <p>核特性測定用要素には、ダミーペレットの間隙位置に、中性子束測定用モニタ（核分裂箔、放射化箔等）、熱膨張差型温度モニタ（TED）等のモニタを装填したキャプセルが設置される。<u>燃料要素の主要仕様を第3.2.1表に示す。</u></p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体は、第3.2.2図に示すように、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体、エントランスノズル等から構成する。</p> <p>燃料集合体は、127本の燃料要素を正三角格子状に配列し、ラップ管内に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>また、炉内核熱特性試験を行う場合にあっては、燃料要素127本中最大3本まで核特性測定用要素を装填する。</p> <p>隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはスパイラルワイヤを巻く。</p> <p>燃料要素は、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角形の組枠に固定することにより支持する。</p>	<p>て、燃料集合体の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>3.7.2.2 使用条件</p> <p><u>炉心燃料集合体の使用条件を第3.7.1表に示す。</u></p> <p>3.7.2.3 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素の主要仕様を第3.7.2表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の2種類から構成する。炉心燃料要素は、第3.7.1図に示すように、燃料ペレット（プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット）を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット（ウラン酸化物焼結ペレット（劣化ウラン））を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。</p> <p>燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約94%理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管の間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することのないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。</p> <p>隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはワイヤスペーサを巻く。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の概略構造を第3.7.2図に示す。また、その主要仕様を第3.7.3表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角</p>

変更前	変更後
<p>ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定する。ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張を吸収するため、約 84 mm の間隙を設ける。</p> <p>下部反射体は、6 枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。</p> <p><u>燃料集合体最下部のエントランスノズルには、炉心支持板側の構造とあいまって冷却材流量を調節するため、オリフィス孔を複数個設ける。</u></p> <p><u>燃料集合体の主要仕様を第 3.2.2 表に示す。</u></p> <p><u>また、炉心燃料集合体は第 3.2.3 表に示す条件のもとで使用する。</u></p> <p>3.2.1.3 評価</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。</p> <p>ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1 次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。</p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。</p> <p>本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、<u>追補 1 の「V. 燃料要素の照射実績」に示すように、</u>本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約 450 W/cm を上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000 MWd/t の燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000 MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。</p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は下記のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(a) 燃料最高温度</p> <p>燃料最高温度は、定格出力時最大線出力密度約 420 W/cm において約 2,520 °C、過出力時最大</p>	<p>形の組枠に固定することにより支持される。<u>ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、</u>ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設ける。<u>また、</u>下部反射体は、6 枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントランスノズルには、炉心支持板の構造と<u>相</u>まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設ける。</p> <p>3.7.2.4 評価</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。</p> <p>ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1 次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。<u>なお、設計降伏点 (Sy)、設計引張強さ (Su) などの短時間強度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照射効果とナトリウム浸漬による効果がある。このうち、照射効果については、約 500°C 以下では、フランクループ生成に伴う転位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し、約 500°C 以上では、主に冷間加工組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、ナトリウム浸漬効果については、高温側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生じることにより強度は低下する。被覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する。また、被覆管の内圧クリープ破断強度も同様の環境効果を考慮して設定する。</u></p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約 360W/cm を上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000MWd/t の燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。</p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(i) 燃料最高温度</p> <p>燃料最高温度は、<u>「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、</u>定格出力時最大線出力密度</p>

変更前	変更後
<p>線出力密度約 450 W/cmにおいて約 <u>2,650 °C (計算値 2,547 °C)</u> であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾ <u>約 2,710 °C</u>に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650 °Cを超えることはない。</p> <p>(b) 被覆管の歪 被覆管の外径は、高速中性子照射下における核分裂生成ガスの蓄積による内圧に起因するクリープ変形、スエリング等により、原子炉内における使用期間中徐々に増加する。 被覆管の外径増加は主にクリープ及びスエリングに起因するが、その増加量は、前者によるものが燃焼末期で約 2.4%以下、後者によるものが燃焼末期で約 <u>1.5%</u>以下であり、原子炉内における使用期間中約 <u>3.9%</u>以下に保つことができる。 なお、クリープ及びスエリングによる変形は、直接被覆管の健全性を損なうものではないことが照射実績により示されている。一方、1次冷却材流路断面積を確保して燃料集合体の健全性を保持するという観点からは、米国のEBR-II、仏国のラプソディ及びフェニックス等における照射実績により、7%程度の外径増加は燃料集合体の健全性に問題がないことが確認されている。</p> <p>(c) 被覆管の内圧 被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 <u>0.3</u>である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100%の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。<u>被覆管の内圧クリープ破断強度はナトリウムによる影響等を考慮して設定する。</u></p> <p>(d) 被覆管の応力 被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <u>3 kg/cm²g</u>とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスペナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。さらに、燃料ペレットが膨脹して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。</p> <p>被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組合せた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における一次膜応力の最大値は約 <u>110N/mm² (11.2 kg/mm²)</u> であり、SUS316相当ステンレス鋼及び高Niオーステナイト系ステンレス鋼(A)のSm値を下回る。</p> <p>(e) 疲労サイクル 原子炉内における使用期間中に被覆管に生ずる熱応力及び内外圧力差による応力は、原子炉の起動停止や運転時の異常な過渡変化により変動し、応力サイクルが生ずる。これによる疲労寿命分数和 (<u>設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比をいう。</u>) は、約 <u>0.2</u>である。</p>	<p>約 <u>330W/cm</u>において約 <u>2,300°C</u>、過出力時最大線出力密度約 <u>360W/cm</u>において約 <u>2,410°C</u> であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650°Cを超えることはない。</p> <p>(ii) 被覆管の歪 被覆管の外径は、高速中性子照射下における核分裂生成ガスの蓄積による内圧に起因するクリープ変形、スエリング等により、原子炉内における使用期間中徐々に増加する。 被覆管の外径増加は主にクリープ及びスエリングに起因するが、その増加量は、前者によるものが燃焼末期で約 2.4%以下、後者によるものが燃焼末期で約 <u>1.8%</u>以下であり、原子炉内における使用期間中約 <u>4.2%</u>以下に保つことができる。 なお、クリープ及びスエリングによる変形は、直接被覆管の健全性を損なうものではないことが照射実績により示されている。一方、1次冷却材流路断面積を確保して燃料集合体の健全性を保持するという観点からは、米国のEBR-II、仏国のラプソディ及びフェニックス等における照射実績により、7%程度の外径増加は燃料集合体の健全性に問題がないことが確認されている。</p> <p>(iii) 被覆管の内圧 被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 <u>0.2</u>である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100%の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。</p> <p>(iv) 被覆管の応力 被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧力約 <u>0.29MPa[gage] (約 3 kg/cm²[gage])</u>とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスペナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。 さらに、燃料ペレットが膨脹して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。<u>なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨脹による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設けているため、被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨脹による燃料要素の軸方向変位による応力は吸収される。</u> 被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における一次膜応力の最大値は <u>112N/mm²</u> であり、SUS316相当ステンレス鋼及び高Niオーステナイト系ステンレス鋼(A)のSm値を下回る。</p> <p>(v) 疲労サイクル 原子炉内における使用期間中に被覆管に生ずる熱応力及び内外圧力差による応力は、原子炉の起動停止や運転時の異常な過渡変化により変動し、応力サイクルが生ずる。これらによる疲労寿命分数和は、<u>0.1以下</u>である。</p>

変更前	変更後
<p>この疲労寿命分数和にクリープ寿命分数和を加えた被覆管の累積損傷和は約 <u>0.5</u> 以下であり、設計上の制限値である 1.0 を下回る。</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体には、輸送<u>及び</u>取扱<u>い時</u>、通常運転時並びに運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、<u>下記</u>のように燃料集合体の健全性は確保される。なお、内側燃料集合体と外側燃料集合体とは、それぞれの燃料要素の仕様がほぼ同様であり、燃料集合体の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(a) 輸送<u>及び</u>取扱<u>い時</u>における健全性</p> <p>燃料集合体は、輸送<u>及び</u>取扱<u>い時</u>に加わる荷重として設定する 6 G に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることはない。</p> <p>(b) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性</p> <p>燃料集合体には過大な応力がかからず、燃料要素にスパイラル状に巻いたワイヤスペーサにより、適切な冷却材流路が確保される。</p> <p>被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨<u>張</u>による燃料要素の軸方向変位は、燃料要素の上端を自由に伸びられるようにすることにより吸収される。</p> <p>燃料要素には 1 次冷却材の流動に伴う<u>揚力</u>が働くため、燃料要素の下端をノックバーにより固定する。</p> <p>水流動試験及び高温ナトリウム中耐久試験の結果から、1 次冷却材の流動により燃料集合体が受ける影響が小さいことを確認している。</p> <p>3. <u>2.2</u> 照射燃料集合体</p> <p>3. <u>2.2.4</u> 設計方針</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。</p> <p>このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、<u>下記</u>の方針を満足するように<u>追補 1 に示す「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて</u>燃料要素の設計を行う。ただし、試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて<u>下記の設計</u>方針を満足するよう設計する。</p> <p>(a) <u>I～IV</u>型特殊燃料要素</p> <p><u>イ</u>. 燃料最高温度は、2,680 °C 以下となるように設計する。</p> <p><u>ロ</u>. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</p> <p><u>ハ</u>. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p><u>ニ</u>. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. III の基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p><u>ホ</u>. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となる</p>	<p>この疲労寿命分数和にクリープ寿命分数和を加えた被覆管の累積損傷和は約 <u>0.2</u> 以下であり、設計上の制限値である 1.0 を下回る。</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体には、輸送<u>中又は</u>取扱<u>中</u>、通常運転時並びに運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、<u>以下</u>のように燃料集合体の健全性は確保される。なお、内側燃料集合体と外側燃料集合体とは、それぞれの燃料要素の仕様がほぼ同様であり、燃料集合体の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。</p> <p>(i) 輸送<u>中又は</u>取扱<u>中</u>における健全性</p> <p>燃料集合体は、輸送<u>中又は</u>取扱<u>中</u>に加わる荷重として設定する 6G に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることはない。</p> <p>(ii) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性</p> <p>燃料集合体には過大な応力がかからず、燃料要素にスパイラル状に巻いたワイヤスペーサにより、適切な冷却材流路が確保される。</p> <p>被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨<u>張</u>による燃料要素の軸方向変位は、燃料要素の上端を自由に伸びられるようにすることにより吸収される。</p> <p>燃料要素には 1 次冷却材の流動に伴う<u>抗力</u>が働くため、燃料要素の下端をノックバーにより固定する。</p> <p>水流動試験及び高温ナトリウム中耐久試験の結果から、1 次冷却材の流動により燃料集合体が受ける影響が小さいことを確認している。</p> <p>3. <u>7.3</u> 照射燃料集合体</p> <p>3. <u>7.3.1</u> 設計方針</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、<u>以下</u>の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。ただし、試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて<u>以下</u>の方針を満足するよう設計する。</p> <p>(i) <u>III型及びIV</u>型特殊燃料要素</p> <p><u>a</u>. 燃料最高温度は、2,680°C 以下となるように設計する。</p> <p><u>b</u>. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</p> <p><u>c</u>. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p><u>d</u>. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. III の基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p><u>e</u>. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となる</p>

変更前	変更後
<p>ように設計する。</p> <p>(b) I～IV型限界照射試験用要素</p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。</u></p> <p><u>ハ. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用する。</u></p> <p><u>ニ. 公称値及び工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(c) 炭化物試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,140℃以下となるように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</u></p> <p><u>ハ. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。</u></p> <p><u>ニ. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</u></p> <p><u>ホ. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</u></p> <p><u>(d) 窒化物試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料最高温度は、2,390℃以下となるように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</u></p> <p><u>ハ. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。</u></p> <p><u>ニ. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</u></p> <p><u>ホ. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</u></p> <p><u>(e) 高線出力試験用要素</u></p> <p><u>イ. 燃料ペレットの熔融割合は、30%を超えないように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 燃料ペレットと被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は、第3.2.12図に示すSUS316の破断時の円周方向引張塑性歪の実験データに十分な設計余裕を考慮した3%以内とする。</u></p> <p><u>ハ. 「イ。」及び「ロ。」以外については、I～IV型特殊燃料要素の設計方針に準ずる。</u></p> <p><u>(f) FFDL試験用要素</u></p> <p><u>イ. スリット部のシールは、原子炉外における使用前の輸送時及び取扱い時に密封性が保持されるように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 「イ。」以外については、I～IV型特殊燃料要素の設計方針に準ずる。</u></p> <p>(g) 先行試験用要素</p> <p><u>イ. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。ただし、酸化物燃料については、燃料熔融割合が30%を超えないように設計する。</u></p> <p><u>ロ. 燃料部と被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は3%以内とする。</u></p>	<p>ように設計する。</p> <p>(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素</p> <p><u>a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないように設計する。</u></p> <p><u>b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。</u></p> <p><u>c. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用する。</u></p> <p><u>d. 公称値及び工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p>(iii) 先行試験用要素</p> <p><u>a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。ただし、酸化物燃料については、燃料熔融割合が30%を超えないように設計する。</u></p> <p><u>b. 燃料部と被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は、第3.7.3図に示すSUS316の破断時の円周方向引張塑性歪の実験データに十分な設計余裕を考慮した</u></p>

変更前	変更後
<p>△ 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p>≡ 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>⊕ 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</p> <p>(h) 基礎試験用要素</p> <p>① 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。</p> <p>② 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。</p> <p>△ 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>(i) A型用炉心燃料要素</p> <p>① 炉心燃料集合体の燃料要素の設計方針を満足するよう設計する。</p> <p>(j) 限界照射試験用補助要素</p> <p>① 燃料最高温度は、2,680 °C以下となるように設計する。</p> <p>② 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</p> <p>△ 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p>≡ 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>⊕ 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。また、<u>高線出力試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメント外管は、高線出力試験用要素の被覆管の破損事故が生じた場合でも、その健全性が確保される構造とする。</u></p> <p>先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。</p> <p>基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。</p> <p>3.2.2.2 使用条件</p> <p>照射燃料集合体は、<u>第3.2.3表</u>に示す<u>条件のもとで使用する。</u></p>	<p>3%以内とする。</p> <p>c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p>d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>e. 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</p> <p>(iv) 基礎試験用要素</p> <p>a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。</p> <p>b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。</p> <p>c. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>(v) A型用炉心燃料要素</p> <p>a. 炉心燃料集合体の燃料要素の設計方針を満足するよう設計する。</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素</p> <p>a. 燃料最高温度は、2,680°C以下となるように設計する。</p> <p>b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。</p> <p>c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破断を生じないように十分低く設計する。</p> <p>d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>e. 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。また、先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。</p> <p>3.7.3.2 使用条件</p> <p>照射燃料集合体の<u>使用条件を第3.7.1表</u>に示す。<u>なお、</u>限界照射試験、先行試験及び基礎試験に</p>

変更前	変更後
<p><u>なお、燃料破損検出設備により燃料要素の被覆管の開孔または破損が検知された場合には、速やかに廃ガスを貯留するモードに切り換えるとともに、原子炉を停止し、照射燃料集合体を炉心から取り出すものとする。また、限界照射試験、先行試験及び基礎試験においては、燃料要素を除き、照射燃料集合体を構成する部材等を適当な炉内照射期間ごとに交換していくものとする。</u></p> <p>3.2.2.5 解析手法</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素の解析は、追補1に示す「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて行う。ただし、<u>I～IV型限界照射試験用要素並びに限界照射試験用補助要素の解析において、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じその開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。また、高線出力試験用要素の燃料ペレットと被覆管との相互作用による被覆管の歪の解析については、燃料の相変化に伴う膨脹および熱膨脹並びに被覆管の熱膨脹を考慮する。燃料の相変化による膨脹は、実験データから9.6%（体積比）⁽²⁾を、燃料の熱膨脹率は、プルトニウム混合比、O/M比の効果を取り入れた実験式⁽³⁾である次式を用いる。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(省略)</u></p> <p><u>被覆管の熱膨脹率は、ASME Sec. III Code Case N-47のデータである第3.2.13図を用いる。</u></p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の解析に準じて行う。ただし、試験用要素を装填した集合体にあつては、集合体に加わる種々の荷重に対して集合体の各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることについて、有限要素法構造解析コード等を用いて解析を行う。また、先行試験用要素<u>または</u>基礎試験用要素を装填した集合体にあつては、試験用要素を装填する内壁構造容器<u>または</u>密封構造容器に加わる種々の荷重に対して、内壁構造容器<u>または</u>密封構造容器の機能が保持されることについても解析を行う。</p> <p>3.2.2.6 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素は、寸法及び組成の異なる、<u>I～IV型特殊燃料要素、I～IV型限界照射試験用要素、炭化物試験用要素、窒化物試験用要素、高線出力試験用要素、FFDL試験用要素（スリット付及びスリットなしの2種類とする。）、</u>先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（内側及び外側の2種類とする。）及び限界照射試験用補助要素の<u>18種類とする。</u></p> <p>これら燃料要素は、燃料部を被覆管に挿入し、<u>燃料部</u>の上下に熱遮へい部（燃料部が金属燃料の燃料要素を除く）を、上部の熱遮へい部の上にプレナムスプリング等（燃料部と被覆管との熱伝達を燃料要素内に充填するナトリウムで行うナトリウムボンド型の燃料要素及び燃料部が振動充填燃料の燃料要素を除く）を入れ、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部に不活性ガスを封入する。<u>ただし、FFDL試験用要素（スリット付）の被覆管には、燃料部の軸方向中央に幅約0.1mm、長さ約1mmのスリットを加工し、スリット部はシール材によりシールを施す。</u> <u>主要仕様を第3.2.1表に示す。</u></p>	<p>においては、燃料要素を除き、照射燃料集合体を構成する部材等を適当な照射期間ごとに交換<u>できるものとする。また、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。</u></p> <p>3.7.3.3 解析手法</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p>燃料要素の解析は、<u>「3.5.3 計算方法 (1)設計計算手法」及び追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補の「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて行う。ただし、III型及びIV型限界照射試験用要素並びに限界照射試験用補助要素の解析における、</u>限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じその開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>炉心燃料集合体の解析に準じて行う。ただし、試験用要素を装填した集合体にあつては、集合体に加わる種々の荷重に対して集合体の各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることについて、有限要素法構造解析コード等を用いて解析を行う。また、先行試験用要素<u>又は</u>基礎試験用要素を装填した集合体にあつては、試験用要素を装填する内壁構造容器<u>又は</u>密封構造容器に加わる種々の荷重に対して、内壁構造容器<u>又は</u>密封構造容器の機能が保持されることについても解析を行う。</p> <p>3.7.3.4 主要設備</p> <p>(1) 燃料要素</p> <p><u>燃料要素の主要仕様を第3.7.2表に示す。</u>燃料要素は、寸法及び組成の異なる、<u>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、</u>先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（<u>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。</u>）及び限界照射試験用補助要素の<u>9種類から構成する。</u></p> <p>これらの燃料要素は、燃料部を被覆管に挿入し、<u>その</u>上下に熱遮へい部（燃料部が金属燃料の燃料要素を除く）を、上部の熱遮へい部の上にプレナムスプリング等（燃料部と被覆管との熱伝達を燃料要素内に充填するナトリウムで行うナトリウムボンド型の燃料要素及び燃料部が振動充填燃料の燃料要素を除く）を入れ、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部に不活性ガスを封入する。</p>

変更前	変更後
<p>(2) 燃料集合体</p> <p>照射燃料集合体の構造は、炉心燃料集合体と同様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で構成する。</p> <p>照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。</p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（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み合わせにより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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>燃料集合体の構造は下記のとおりとする。</p> <p><u>また、照射燃料集合体の概略構造を第3.2.4図に、主要仕様を第3.2.2表に示す。</u></p> <p>(a) A型照射燃料集合体</p> <p>A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、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。</p> <p>試料部は、燃料要素7本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、α型またはβ型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>A型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。</p> <p>また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>(b) B型照射燃料集合体</p> <p>B型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、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。</p> <p>B型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p>	<p>(2) 燃料集合体</p> <p><u>照射燃料集合体の概略構造を第3.7.6図に、主要仕様を第3.7.3表に示す。</u>照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。</p> <p>コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（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。</p> <p>照射燃料集合体の構造を以下に示す。</p> <p>(i) A型照射燃料集合体</p> <p>A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、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。</p> <p>試料部は、燃料要素7本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、ないしα型又はβ型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。</p> <p>A型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p><u>A型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.5図に示す。</u></p> <p>(ii) B型照射燃料集合体</p> <p>B型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、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。B型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p>

変更前	変更後
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(c) C型照射燃料集合体</p> <p>C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。</p> <p>C型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。</p> <p>また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。</p> <p>計測線付C型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付C型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付C型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。</p> <p>計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第3.2.5図に示す。</p> <p>(d) D型照射燃料集合体</p> <p>D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、γ型コンパートメント6本、δ型コンパートメント18本、<u>また</u>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。</p> <p>D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p>3.2.2.7 評価⁽⁶⁾</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料材であるプルトニウム・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及びプルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット、並びに熱遮へいペレットの材料であるウラン酸化物焼結ペレット、ウラン炭化物焼結ペレット及びウラン窒化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管（<u>I～III型特殊燃料要素</u>にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、IV型燃料要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、<u>I～III型限界照射試験用要素</u>にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、IV型限界照射試験用要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、<u>炭化物試験用要素及び窒化物試験用要素</u></p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p><u>B型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.6図～第3.7.8図に示す。</u></p> <p>(iii) C型照射燃料集合体</p> <p>C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。</p> <p><u>C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.9図に示す。</u></p> <p>また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付C型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付C型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付C型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。</p> <p>計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.10図に示す。</p> <p>(iv) D型照射燃料集合体</p> <p>D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、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。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。</p> <p><u>D型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.11図に示す。</u></p> <p>3.7.3.5 評価</p> <p>(1) 構成材料</p> <p>燃料材であるプルトニウム・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及びプルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット並びに熱遮へいペレットの材料であるウラン酸化物焼結ペレット、ウラン炭化物焼結ペレット及びウラン窒化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管（III型特殊燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、IV型特殊燃料要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、III型限界照射試験用要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、IV型限界照射試験用要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、A型用炉心燃料要素にあつてはオース</p>

変更前	変更後
<p><u>にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、高線出力試験用要素にあつては高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A)、FFDL試験用要素にあつてはSUS316相当ステンレス鋼、A型用炉心燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、限界照射試験用補助要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼) 及び充填ガス (ヘリウム) に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。なお、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレットは、照射中にごくわずかがプルトニウムと窒素に分離するが、その影響は無視できる程度である。^{(7)~(10)}</u></p> <p>被覆管等に用いているステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧差による変形に十分耐える強度を有し、ナトリウム、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、プルトニウム・ウラン混合炭化物燃料、プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料及び核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。ただし、<u>I~IV型限界照射試験用要素及び基礎試験用要素にあつては、被覆管の強度限界を超えると考えられる厳しい条件下 (高燃焼度、高被覆管温度等) で照射を行うため、被覆管が開孔する可能性がある。また、FFDL試験用要素 (スリット付) に用いている Pb-Ag 合金は、溶融温度が約 300 °C⁽⁴⁾ であり、輸送時及び取扱い時に溶融することなく、シール材として、FFDL試験用要素 (スリット付) の密封性を保持する能力がある。</u></p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は<u>下記</u>のように保たれる。</p> <p>(a) <u>I~IV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>i) 燃料最高温度</u></p> <p><u>I~IV型特殊燃料要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 (それぞれ 450 W/cm、530 W/cm、480 W/cm 及び 500 W/cm) においていずれも約 2,540 °C</u>であり、また、過出力時の最大線出力密度 (それぞれ 490 W/cm、570 W/cm、520 W/cm 及び 540 W/cm) において<u>いずれも約 2,680 °C</u>であり、設計方針を満足する。</p> <p><u>ii) 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>I~IV型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</u></p> <p><u>I~IV型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 3 kg/cm²g とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</u></p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による <u>I~IV型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</u></p> <p>(b) <u>I~IV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>i) 燃料最高温度</u></p>	<p>テナイト系ステンレス鋼、限界照射試験用補助要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼) 及び充填ガス (ヘリウム) に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。なお、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレットは、照射中にごくわずかがプルトニウムと窒素に分離するが、その影響は無視できる程度である。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素に装填する燃料材の種類のうち、金属燃料は、照射中にごくわずかが被覆管 (ステンレス鋼) と反応する可能性があるが、その影響は無視できる程度である^{(3)~(12)}。</p> <p>被覆管等に用いているステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧差による変形に十分耐える強度を有し、ナトリウム、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、プルトニウム・ウラン混合炭化物燃料、プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料及び核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。ただし、<u>III型及びIV型限界照射試験用要素及び基礎試験用要素にあつては、被覆管の強度限界を超えると考えられる厳しい条件下 (高燃焼度、高被覆管温度等) で照射を行うため、被覆管が開孔する可能性がある。</u></p> <p>(2) 燃料要素</p> <p>原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は<u>以下</u>のように保たれる。</p> <p>(i) <u>III型及びIV型特殊燃料要素</u></p> <p><u>a. 燃料最高温度</u></p> <p><u>III型及びIV型特殊燃料要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 (それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm) においてそれぞれ約 2,480°C及び約 2,520°C</u>であり、また、過出力時の最大線出力密度 (それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm) において<u>それぞれ約 2,590°C及び約 2,630°C</u>であり、設計方針を満足する。</p> <p><u>b. 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</u></p> <p><u>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa[gage] (約 3kg/cm²[gage]) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</u></p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による <u>III型及びIV型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</u></p> <p>(ii) <u>III型及びIV型限界照射試験用要素</u></p> <p><u>a. 燃料最高温度</u></p>

変更前	変更後
<p><u>I～IV型限界照射試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 450 W/cm、530 W/cm、480 W/cm 及び 500 W/cm）においていずれも約 2,540 °C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 490 W/cm、570 W/cm、520 W/cm 及び 540 W/cm）においていずれも約 2,680 °C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680 °C を超えない。</u></p> <p><u>ii) 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>I～IV型限界照射試験用要素は、最高燃焼度に至るまでにクリープ寿命分数和が 1.0 を超えるよう設計されるため、被覆管が開孔に至る可能性がある。</u></p> <p><u>(c) 炭化物試験用要素</u></p> <p><u>i) 燃料最高温度</u></p> <p><u>炭化物試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 800 W/cm において約 1,930 °C であり、過出力時の最大線出力密度 870 W/cm において約 2,140 °C であり、設計方針を満足する。</u></p> <p><u>ii) 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>炭化物試験用要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</u></p> <p><u>炭化物試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 3 kg/cm²g とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</u></p> <p><u>さらに、照射クリープ、スエリング等による炭化物試験用要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</u></p> <p><u>(d) 窒化物試験用要素</u></p> <p><u>i) 燃料最高温度</u></p> <p><u>窒化物試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 1,000 W/cm において約 2,140 °C であり、過出力時の最大線出力密度 1,080 W/cm において約 2,390 °C であり、設計方針を満足する。</u></p> <p><u>ii) 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>窒化物試験用要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</u></p> <p><u>窒化物試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 3 kg/cm²g とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</u></p> <p><u>さらに、照射クリープ、スエリング等による窒化物試験用要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</u></p> <p><u>(e) 高線出力試験用要素</u></p>	<p><u>III型及びIV型限界照射試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480°C 及び約 2,520°C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590°C 及び約 2,630°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。</u></p> <p><u>b. 被覆管の内圧、応力等</u></p> <p><u>III型及びIV型限界照射試験用要素は、最高燃焼度に至るまでにクリープ寿命分数和が 1.0 を超えるよう設計されるため、被覆管が開孔に至る可能性がある。</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p>

変更前	変更後
<p><u>i) ペレット最大溶融割合</u> <u>プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレットの溶融温度は、30 %PuO₂-UO₂の場合、未照射材に対しては約 2,740 °C^{(4),(5)}であるが、実験データの不確かさを考慮して 2,710 °Cとする。高線出力試験用要素の半径方向温度分布は、燃料ペレット-被覆管間隙、ペレットの初期密度等に依存するが、燃料ペレット-被覆管間隙(半径)が 0.05 mm、ペレット初期密度が 95 %理論密度の場合その冷却材温度、被覆管温度及び燃料温度は第 3.2.14 図のように分布する。ペレット溶融割合は、高線出力試験用要素の半径方向温度分布に基づき、ペレットの全断面積に対する溶融温度を超える部分の面積の比として求められる。上記の仕様の場合ペレット最大溶融割合が 20 %の時の最大線出力密度は組織変化なしの場合約 710 W/cm となり、過出力時の最大線出力密度は約 770 W/cm となる。過出力時の最大線出力密度より、その時の高線出力試験用要素の半径方向温度分布及びペレット最大溶融割合が決まる。過出力時のペレット最大溶融割合は、最も厳しい場合でも約 30 %に止まる。</u></p> <p><u>ii) 被覆管の歪(燃料ペレットと被覆管の相互作用等による歪)</u> <u>燃料の溶融時に生じる高線出力試験用要素の被覆管の歪は、燃料ペレットの熱膨脹及び燃料ペレットの相変化に伴う体積変化並びに被覆管の熱膨脹により生じる。高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)は、プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレットに比べ、大きな熱膨脹特性を有している。このため、ペレット最大溶融割合が 30 %の時の被覆管の円周方向引張全歪は、最も厳しい場合でも約 1 %に止まる。</u></p> <p><u>iii) 被覆管の内圧、応力等</u> <u>燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積により高線出力試験用要素の被覆管内圧は約 8 kg/cm²g まで上昇する。</u> <u>高線出力試験用要素の被覆管応力は、最も厳しい場合でも約 6 kg/mm² に止まる。</u></p> <p><u>(f) FFDL 試験用要素</u></p> <p><u>i) 燃料最高温度</u> <u>FFDL 試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 450W/cm において約 2,540°C であり、また、過出力時の最大線出力密度 510W/cm において約 2,680°C であり、設計方針を満足する。</u></p> <p><u>ii) 被覆管の内圧、応力等</u> <u>FFDL 試験用要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇する。FFDL 試験用要素(スリット付)にあつては、被覆管のスリットが開孔した後は、被覆管の内圧が等しくなることから、被覆管内圧の上昇は止まる。また、FFDL 試験用要素(スリットなし)にあつては、被覆管内圧は約 12 kg/cm²g まで上昇する。</u> <u>内圧上昇による FFDL 試験用要素の被覆管応力は、約 1 kg/mm² に止まる。</u></p> <p><u>(g) 先行試験用要素</u> 燃料部を溶融させない先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.2.4 表に、設計結果を第 3.2.5 表に示す。また、燃料部を溶融させる先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.2.6 表に、設計結果を第 3.2.7 表に示す。</p> <p><u>i) 燃料最高温度</u> 先行試験用要素の燃料材は、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、融点及</p>	<p><u>(削除)</u></p> <p><u>(iii) 先行試験用要素</u> 燃料部を溶融させない先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.4 表に、設計結果を第 3.7.5 表に示す。また、燃料部を溶融させる先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.6 表に、設計結果を第 3.7.7 表に示す。</p> <p><u>a. 燃料最高温度</u> 先行試験用要素の燃料材は、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、融点及び</p>

変更前	変更後
<p>び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料最高温度が熔融温度を超えない結果となる。また、一部の酸化物燃料にあつては、定格出力時に、燃料最高温度が熔融温度を超えるよう設計する必要があるが、同様に、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料熔融割合が 30%を超えない結果となる。</p> <p>ii) 被覆管の内圧、応力等</p> <p>先行試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとることにより、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、1.0 未満である。</p> <p>先行試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。</p> <p>さらに、各種の応力による累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて小さい。</p> <p>iii) 被覆管の歪（燃料熔融に伴う燃料と被覆管の相互作用による歪）</p> <p>酸化物燃料の燃料熔融時に生じる被覆管の歪は、燃料熔融割合が 30%であっても、3%を超えることはない。</p> <p>(h) 基礎試験用要素</p> <p>基礎試験用要素について、設計仕様及び設計条件を 第 3.2.8 表 に、設計結果を 第 3.2.9 表 に示す。</p> <p>i) 燃料最高温度</p> <p>基礎試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度を制限することにより、過出力時にあっても熔融温度を超えることはない。</p> <p>ii) 被覆管の内圧、応力等</p> <p>基礎試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。クリープ寿命分数和は、最高燃焼度に至るまでに 1.0 を超えるよう設計することがあるため、この場合は、被覆管が開孔に至る可能性がある。</p> <p>(i) A 型用炉心燃料要素</p> <p>炉心燃料集合体の燃料要素の評価結果と同様である。</p> <p>(j) 限界照射試験用補助要素</p> <p>i) 燃料最高温度</p> <p>限界照射試験用補助要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 480 W/cm において約 2,540 °C であり、また、過出力時の最大線出力密度 520 W/cm において約 2,680 °C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680 °C を超えない。</p> <p>ii) 被覆管の内圧、応力等</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮</p>	<p>熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料最高温度が熔融温度を超えない結果となる。また、一部の酸化物燃料にあつては、定格出力時に、燃料最高温度が熔融温度を超えるよう設計する必要があるが、同様に、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料熔融割合が 30%を超えない結果となる。</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>先行試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとることにより、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、1.0 未満である。</p> <p>先行試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。</p> <p>さらに、各種の応力による累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて小さい。</p> <p>c. 被覆管の歪（燃料熔融に伴う燃料と被覆管の相互作用による歪）</p> <p>酸化物燃料の燃料熔融時に生じる被覆管の歪は、燃料熔融割合が 30%であっても、3%を超えることはない。</p> <p>(iv) 基礎試験用要素</p> <p>基礎試験用要素について、設計仕様及び設計条件を 第 3.7.8 表 に、設計結果を 第 3.7.9 表 に示す。</p> <p>a. 燃料最高温度</p> <p>基礎試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度を制限することにより、過出力時にあっても熔融温度を超えることはない。</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>基礎試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。</p> <p>クリープ寿命分数和は、最高燃焼度に至るまでに 1.0 を超えるよう設計することがあるため、この場合は、被覆管が開孔に至る可能性がある。</p> <p>(v) A 型用炉心燃料要素</p> <p>炉心燃料集合体の燃料要素の評価結果と同様である。</p> <p>(vi) 限界照射試験用補助要素</p> <p>a. 燃料最高温度</p> <p>限界照射試験用補助要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 480 W/cm において約 2,480 °C であり、また、過出力時の最大線出力密度 520W/cm において約 2,590 °C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。</p> <p>b. 被覆管の内圧、応力等</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被</p>

変更前	変更後
<p>し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 3 kg/cm²<u>g</u> とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体は、輸送<u>及び</u>取扱時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。</p> <p>先行試験用要素を装填した B 型照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態にある先行試験用要素の被覆管が破損した際に発生する内壁構造容器内の圧力に対し、内壁構造容器の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>この発生する圧力の評価には、高速炉安全解析コードであり、実験の解析により妥当性が確認されている SAS 3 D を改良した SAS 4 A ^{(17)~(21)} を使用した。</p> <p>内壁構造容器及び先行試験用要素を円筒形モデルにて、内壁構造容器の内径 13mm、先行試験用要素の被覆管の外径 8.5mm、燃料ペレットの直径 7.5mm、スミア密度 85% TD の仕様で、燃料熔融割合を安全側に 40% として発生する圧力を評価した結果、最大 13.2MPa である。</p> <p>この圧力は、SUS 316 相当ステンレス鋼の 675℃で 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる内壁構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、内壁構造容器の健全性は確保される。</p> <p>基礎試験用要素を装填した B 型照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管の開孔時及び開孔後の継続使用時においても、基礎試験用要素から放出される核分裂生成ガスの圧力が、最大 9.82MPa であり、SUS 316 相当ステンレス鋼の 675℃で 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる密封構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、密封構造容器の健全性は確保される。</p> <p>なお、事故と相まって基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、事故時の密封構造容器の到達温度 <u>830</u>℃は、密封構造容器が破損に至る温度 906℃を下回るため、事故時であっても密封構造容器の健全性は確保される。</p> <p>(なし)</p> <p>3.3 反射体及び遮へい集合体</p> <p>3.3.1 概要</p> <p>反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、炉心から漏えい<u>してくる</u>中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化<u>せしめる</u>とともに、透過中性子量を<u>減ずる</u>遮へい体としての役割を<u>果たすものである</u>。</p> <p>遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいしてくる中性子を吸収し、透過中性子</p>	<p>覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。</p> <p>限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 <u>0.29MPa [gage]</u> (約 3kg/cm² <u>[gage]</u>) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。</p> <p>さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。</p> <p>(3) 燃料集合体</p> <p>燃料集合体は、輸送<u>中又は</u>取扱<u>中</u>並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。</p> <p>先行試験用要素を装填した B 型照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態にある先行試験用要素の被覆管が破損した際に発生する内壁構造容器内の圧力に対し、内壁構造容器の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>この発生する圧力の評価には、高速炉安全解析コードであり、実験の解析により妥当性が確認されている SAS 3 D を改良した SAS 4 A ^{(13)~(17)} を使用した。</p> <p>内壁構造容器及び先行試験用要素を円筒形モデルにて、内壁構造容器の内径 13mm、先行試験用要素の被覆管の外径 8.5mm、燃料ペレットの直径 7.5mm、スミア密度 85% TD の仕様で、燃料熔融割合を安全側に 40% として発生する圧力を評価した結果、最大 13.2MPa である。</p> <p>この圧力は、SUS 316 相当ステンレス鋼の 675℃で 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる内壁構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、内壁構造容器の健全性は確保される。</p> <p>基礎試験用要素を装填した B 型照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管の開孔時及び開孔後の継続使用時においても、基礎試験用要素から放出される核分裂生成ガスの圧力が、最大 9.82MPa であり、SUS 316 相当ステンレス鋼の 675℃で 15,000 時間使用した時の許容応力から求められる密封構造容器の耐圧 30.6MPa を下回るため、密封構造容器の健全性は確保される。</p> <p>なお、事故と相まって基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、事故時の密封構造容器の到達温度 <u>800</u>℃は、密封構造容器が破損に至る温度 906℃を下回るため、事故時であっても密封構造容器の健全性は確保される。</p> <p>(追加)</p> <p><u>3.7.4 参考文献</u> <u>(省略)</u></p> <p>3.8 反射体及び遮へい集合体</p> <p>3.8.1 概要</p> <p>反射体は、<u>基本的に</u>、炉心燃料集合体の周囲に配置され、<u>半径方向反射体領域を構成し</u>、炉心から漏えい<u>する</u>中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化<u>する</u>とともに、透過中性子量を<u>低減する</u>遮蔽体としての役割を<u>有する</u>。反射体は、炉心の第5、6 列に装荷される内側反射体、第 6、7、8 列に装荷される外側反射体 (A) <u>及び原子力材料の</u>照射を目的として装荷される材料照</p>

変更前	変更後
<p>量を減ずる役割を果たすものである。</p> <p>反射体及び遮へい集合体の外形は、燃料集合体と同様の六角形状で燃料交換機により交換可能である。</p> <p>反射体には、炉心の第5、6列に装荷される内側反射体と第6、7、8列に装荷される外側反射体(A)及び原子炉構成部品として用いられる材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体がある。また、遮へい集合体は、第9、10列に装荷される。</p> <p>反射体及び遮へい集合体には、ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐため冷却材流路が設けられている。冷却材の流量調節は、炉心流量配分計画に基づいて決定されたオリフィスにより行う。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを経て各種反射体及び遮へい集合体のエントランスノズル下部から流入する。</p> <p>3.3.2 設計方針</p> <p>(1) 反射体</p> <p>① 炉心設計上より必要なステンレス鋼を充填する。</p> <p>② ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐように構造設計する。</p> <p>③ 地震時の荷重に耐えるものにする。</p> <p>(2) 遮へい集合体</p> <p>① 遮へい要素は、遮へい材の温度、中性子吸収により生じたヘリウムガスによる内部圧力、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。</p> <p>② 遮へい集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、遮へい集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。</p> <p>3.3.3 主要設備</p> <p>(1) 内側反射体</p> <p>内側反射体は炉心燃料の接する第5、6列に装荷されるもので、ステンレス鋼丸棒の反射体要素7本を上下グリッド板にて支持し、7本ロッドクラスタとしてラップ管に収納している。</p> <p>主要仕様を第3.3.1表に示す。また、概略構造を第3.3.1図に示す。</p> <p>(2) 外側反射体(A)</p> <p>外側反射体(A)は、内側反射体の外側に装荷されるもので、正六角断面の積層板からなる反射体要素をラップ管に収納している。</p> <p>積層板は中心に穴が設けられており、積層板相互間の連結、冷却材流路形成のための円管を設置している。</p> <p>なお、積層板の軸方向保持は、積層板の上部に設けた積層板押えバネにより行う。</p> <p>主要仕様を第3.3.1表に示す。また、概略構造を第3.3.2図に示す。</p> <p>(3) 材料照射用反射体</p> <p>材料照射用反射体は、遮へい集合体領域、反射体領域または炉心燃料集合体領域に装荷されて、高速増殖炉用材料の照射試験に用いられるもので、その外形主要寸法はラップ管を有する他の反射体と類似のものである。ラップ管内には、ステンレス鋼、制御棒用制御材料等の照射試験片が納められている。</p> <p>主要仕様を第3.3.1表に示す。</p> <p>(4) 遮へい集合体</p> <p>遮へい集合体は、外側反射体(A)の外側に装荷されるもので、炭化ほう素ペレットを封入した</p>	<p>射用反射体から構成する。</p> <p>遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいしてくる中性子を吸収し、透過中性子量を低減する役割を有する。遮へい集合体は炉心の第9、10列に装荷される。</p> <p>反射体及び遮へい集合体は、炉心燃料集合体と同じ外形を有し、核燃料物質取扱設備等により取り扱うことができる。また、ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐため、ラップ管内部に冷却材流路を有する。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、反射体及び遮へい集合体のエントランスノズル下部から流入する。冷却材流量は、炉心流量配分計画に基づき決定されたエントランスノズルのオリフィス孔により調節する。</p> <p>3.8.2 設計方針</p> <p>(1) 反射体</p> <p>(i) 炉心設計上より必要なステンレス鋼を充填する。</p> <p>(ii) ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐように構造設計する。</p> <p>(iii) 地震時の荷重に耐えるものにする。</p> <p>(2) 遮へい集合体</p> <p>(i) 遮へい要素は、遮へい材の温度、中性子吸収により生じたヘリウムガスによる内部圧力、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。</p> <p>(ii) 遮へい集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、遮へい集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。</p> <p>3.8.3 主要設備</p> <p>(1) 内側反射体</p> <p>内側反射体は、炉心の第5、6列に装荷されるもので、ステンレス鋼丸棒の反射体要素7本を上下グリッド板にて支持し、7本ロッドクラスタとしてラップ管に収納した構造を有する。(第3.8.1図参照)。主要仕様を第3.8.1表に示す。</p> <p>(2) 外側反射体(A)</p> <p>外側反射体(A)は、炉心の第6、7、8列に装荷されるもので、正六角断面のステンレス鋼製の積層板から構成する反射体要素をラップ管に収納した構造を有する。(第3.8.2図参照)。主要仕様を第3.8.1表に示す。積層板の中心には、穴が設けられており、積層板相互間の連結及び冷却材流路の形成に用いる円管が設置されている。また、積層板の軸方向保持に用いる積層板押えバネを積層板の上部に設ける。</p> <p>(3) 材料照射用反射体</p> <p>材料照射用反射体は、炉心燃料集合体領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷され、原子力材料(ステンレス鋼又は制御棒用材料等)の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大1体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。主要仕様を第3.8.1表に示す。</p> <p>(4) 遮へい集合体</p> <p>遮へい集合体は、炉心の第9、10列に装荷されるもので、炭化ほう素ペレットを封入した遮へ</p>

変更前	変更後
<p>遮へい要素7本を上下グリッド板で支持し、ラップ管内に収納している。 主要仕様を第3.3.1表に示す。<u>また、概略構造を第3.3.3図に示す。</u></p> <p>3.4 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>3.4.1 概要</p> <p><u>本原子炉には制御棒6本が配置されており、これらの制御棒によって通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時共に原子炉の反応度が制御される。</u></p> <p><u>各制御棒は、炉心上部機構上に取付けた駆動電動機等からなる駆動機構により駆動され、円筒形のチャンネル内を移動する。</u></p> <p><u>制御棒はすべて同一の構造と機能を有しており、通常の運転操作に必要な速度で炉心への挿入、引抜き動作が行われると共に、運転時の異常な過渡変化時及び事故時には急速に炉心内へ挿入されるよう自重及びスプリング力によってスクラム動作が行われる。</u></p> <p>3.4.2 設計方針</p> <p><u>本原子炉の制御棒及びその駆動機構の設計方針は次のとおりである。</u></p> <p>(1) <u>最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全に引抜かれた状態でも十分な余裕をもって原子炉を臨界未満にし停止できる制御能力を有すること。</u></p> <p>(2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90 %挿入までを0.8秒以下とする。</p> <p>(3) 制御棒は設計地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。</p> <p>(4) 個々の制御棒は<u>すべて</u>別々に取付け、取外しが可能なようにする。</p> <p>3.4.3 主要設備</p> <p>3.4.3.1 制御棒</p> <p>(1) 構造</p> <p><u>制御棒の構造は中性子吸収体をステンレス鋼管に詰めた制御棒要素、駆動機構に接続するためのラッチ機構がかみあうハンドリングヘッド、スクラム動作の終りに緩衝作用を行わせるダッシュラムなどからなる。</u></p> <p><u>制御要素はほう素-10を濃縮した炭化ほう素のペレットに薄肉のシュラウド管を被せ、ステンレス鋼管で被覆し、上部には発生したヘリウムガスを要素外に排除するためのダイビングベル型のベント機構を有している。このベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素が炉内で$B^{10}(n, \alpha)Li^7$反応などにより生成するヘリウムガスなどを被覆管外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。</u></p>	<p>い要素7本を上下グリッド板で支持し、ラップ管内に収納した構造を有する(第3.8.3図参照)。 主要仕様を第3.8.1表に示す。</p> <p>3.9 制御設備及び非常用制御設備</p> <p>3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系</p> <p>3.9.1.1 概要</p> <p><u>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(主炉停止系)を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、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(原子炉停止系統)と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。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。</u></p> <p>3.9.1.2 設計方針</p> <p><u>制御棒及び制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>反応度値が最も大きな制御棒1本が、完全に引き抜かれた状態で固着した場合であっても、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。</u></p> <p>(2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までを0.8秒以下とする。</p> <p>(3) 制御棒は、<u>基準地震動S_sの設計用地震波</u>に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。</p> <p>(4) 個々の制御棒は<u>全て</u>別々に取付け、取外しが可能なようにする。</p> <p>3.9.1.3 主要設備</p> <p>3.9.1.3.1 制御棒</p> <p><u>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。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。</u></p> <p><u>制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する(第3.9.1図参照)。制御要素は、ほう素-10を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管(被覆管)に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の$^{10}B(n, \alpha)^7Li$反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内</u></p>

変更前	変更後																												
<p>制御要素型式には、冷却材ナトリウムが要素内に侵入しない<u>ような</u>ヘリウムボンド型と、ベント機構から<u>冷却材</u>ナトリウムを<u>要素内に</u>導入するナトリウムボンド型がある。ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐために<u>クロムコーティングなどを施している</u>。</p> <p>制御棒の使用期間は、制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用<u>からくる</u>機械的寿命のいずれか短い方で決定される。</p> <p>制御棒は<u>上記制御棒要素を上下グリッド板にて支持し、7本ロッド</u>クラスタとして保護管に収納している。冷却材は炉心支持板低圧プレナムを<u>経て</u>保護管脚部の冷却材流入口から流入する。<u>制御棒の概略構造を第3.4.1図に示す。</u></p>	<p>圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。</p> <p>制御要素の型式には、冷却材<u>である</u>ナトリウムが<u>制御要素内に</u>侵入しない<u>ものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とする</u>ヘリウムボンド型と、ベント機構から<u>同部に</u>ナトリウムを導入する<u>構造の</u>ナトリウムボンド型がある。<u>なお、</u>ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング<u>等</u>を施すものとする。</p> <p><u>制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定され、ナトリウムボンド型制御要素は、機械的寿命の長寿命化を図ったものである。</u></p> <p>制御棒は<u>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</u>クラスタとして<u>ステンレス鋼製の円筒管（保護管）に</u>収納した構造とする。<u>保護管の下側には、制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、制御棒を制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。</u>冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを<u>経由し、制御棒</u>保護管脚部の冷却材流入口から流入する。<u>主要仕様を以下に示す。</u></p>																												
<p><u>(2) 主要目</u></p>																													
<p><u>制御棒の設備主要目は次のとおりである。</u></p>	<p>本数 <u>4本</u> 制御要素数 7本/制御棒</p>																												
<table border="0"> <tr> <td>本数</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>被覆材料</td> <td>SUS316相当 ステンレス鋼管</td> </tr> <tr> <td>吸収材</td> <td>炭化ほう素</td> </tr> <tr> <td>制御棒要素数</td> <td>7/制御棒</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>制御棒要素寸法</u></td> </tr> <tr> <td>吸収材有効長さ</td> <td>65 cm</td> </tr> <tr> <td>吸収材ペレット外形</td> <td>16.3 mm</td> </tr> <tr> <td>被覆管肉厚</td> <td>ヘリウムボンド型 0.8 mm ナトリウムボンド型 0.5 mm</td> </tr> <tr> <td>内圧調整機構</td> <td>ベント型（ダイビングベル型）</td> </tr> <tr> <td>核的寿命</td> <td>10 a/o (ほう素-10 燃焼度、軸方向平均)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>保護管寸法</u></td> </tr> <tr> <td>保護管材料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>外径</td> <td>64.7 mm</td> </tr> <tr> <td>突起部外径</td> <td>72.7 mm</td> </tr> </table>	本数	6	被覆材料	SUS316相当 ステンレス鋼管	吸収材	炭化ほう素	制御棒要素数	7/制御棒	<u>制御棒要素寸法</u>		吸収材有効長さ	65 cm	吸収材ペレット外形	16.3 mm	被覆管肉厚	ヘリウムボンド型 0.8 mm ナトリウムボンド型 0.5 mm	内圧調整機構	ベント型（ダイビングベル型）	核的寿命	10 a/o (ほう素-10 燃焼度、軸方向平均)	<u>保護管寸法</u>		保護管材料	ステンレス鋼	外径	64.7 mm	突起部外径	72.7 mm	<p><u>制御要素</u></p> <p><u>中性子</u>吸収材材料 炭化ほう素 被覆管材料 SUS316相当ステンレス鋼 <u>中性子</u>吸収材有効長さ 約65cm <u>中性子</u>吸収材ペレット外径 約16.3mm 被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約0.8mm ナトリウムボンド型 約0.5mm 内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型） 核的寿命 10%（<u>軸方向平均ほう素-10 燃焼度</u>）</p> <p>保護管 保護管材料 ステンレス鋼 外径 約64.7mm 突起部外径 約72.7mm</p>
本数	6																												
被覆材料	SUS316相当 ステンレス鋼管																												
吸収材	炭化ほう素																												
制御棒要素数	7/制御棒																												
<u>制御棒要素寸法</u>																													
吸収材有効長さ	65 cm																												
吸収材ペレット外形	16.3 mm																												
被覆管肉厚	ヘリウムボンド型 0.8 mm ナトリウムボンド型 0.5 mm																												
内圧調整機構	ベント型（ダイビングベル型）																												
核的寿命	10 a/o (ほう素-10 燃焼度、軸方向平均)																												
<u>保護管寸法</u>																													
保護管材料	ステンレス鋼																												
外径	64.7 mm																												
突起部外径	72.7 mm																												
<p>3.4.3.2 制御棒駆動系</p>	<p>3.9.1.3.2 制御棒駆動系</p>																												
<p><u>炉心には制御棒6本が配置され、すべての制御棒が反応度調整、スクラムの両機能を有している。</u></p> <p><u>(1) エクステンションロッド及び案内管</u></p> <p><u>エクステンションロッドは駆動装置から制御棒のハンドリングヘッドまでを接続するもので、</u></p>	<p><u>原子炉施設には、制御材駆動設備として、各制御棒に使用する4式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、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。</u></p> <p><u>制御棒駆動機構は、制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される</u></p>																												

変更前	変更後																		
<p>制御棒のハンドリングヘッドを駆動機構と着脱するための内側エクステンションロッドと、ストロークだけ上下に動き下側にグリップを持つ外側エクステンションロッドからなる。案内管は制御棒とエクステンションロッドを導くもので、炉心内に挿入されたダッシュポットをもつ下部案内管と、炉心上部に位置してエクステンションロッドを収容する上部案内管からなる。</p> <p>(2) 駆動機構</p> <p>(i) 駆動機構の構造</p> <p>駆動機構はケーシング、駆動電動機、減速機、電磁ブレーキ、リードスクリューとナット、電磁石、位置検出器、加速管、加速スプリング、ペローズなどからなる。</p> <p>駆動機構の仕様の概要は次のとおりである。</p> <table border="0" data-bbox="593 1701 1098 1963"> <tr> <td>ストローク</td> <td>65 cm</td> </tr> <tr> <td>駆動速度</td> <td></td> </tr> <tr> <td>引抜き</td> <td>13 cm/min 以下</td> </tr> <tr> <td>挿入</td> <td>13 cm/min 以下</td> </tr> <tr> <td>スクラム</td> <td>0.8 s 以下</td> </tr> </table>	ストローク	65 cm	駆動速度		引抜き	13 cm/min 以下	挿入	13 cm/min 以下	スクラム	0.8 s 以下	<p>(第 3.9.2 図参照)。制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる。エクステンションロッドは、制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリップを有し、制御棒の位置を調整する際に制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリップを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。制御棒ラッチ時にあつては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリューを回転させることで、上下駆動され、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ー方式）。なお、駆動ストロークは約 65cm である。また、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。</p> <p>内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、制御棒をラッチした状態においては、制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。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、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、制御棒がデラッチ（切り離し）される。制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（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ー方式）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。炉心には、制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあつては、全ての制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。</p> <table border="0" data-bbox="1691 1701 2671 1963"> <tr> <td>台数</td> <td>4 式</td> </tr> <tr> <td>駆動方式</td> <td>通常運転時 ボールナットスクリュー方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式</td> </tr> <tr> <td>スクラム時挿入時間</td> <td>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)</td> </tr> <tr> <td>駆動速度</td> <td>引抜き 13cm/min 以下</td> </tr> </table>	台数	4 式	駆動方式	通常運転時 ボールナットスクリュー方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式	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	引抜き 13cm/min 以下
ストローク	65 cm																		
駆動速度																			
引抜き	13 cm/min 以下																		
挿入	13 cm/min 以下																		
スクラム	0.8 s 以下																		
台数	4 式																		
駆動方式	通常運転時 ボールナットスクリュー方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式																		
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	引抜き 13cm/min 以下																		

変更前	変更後
<p>(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒 反応度値 90 %挿入までの時間)</p> <p><u>駆動機構中の駆動装置はすべてケーシング内に納められ炉心上部機構上面に固定される。上下の駆動は三相誘導電動機により行われ、減速機を介してリードスクリュを回転し、これにかみ合ったナットが上下する。このナットは外側エクステンションロッドに結合されている。電動機には電磁ブレーキが直結されていて停止及び停止中の位置の保持を行う。</u></p> <p><u>電磁石は外側エクステンションロッド上端に固定されており内側エクステンションロッドを吸着している。電磁石の電流を遮断すると内側エクステンションロッドが下方に押し出されてグリップが外れ制御棒を解放落下せしめる。</u></p> <p><u>制御棒の位置の検出は駆動電動機に結合されているシンクロ発信器により行われる。</u></p> <p><u>(ii) 制御棒駆動機構の動作</u></p> <p><u>制御棒と駆動機構の連結切り離しは制御棒のハンドリングヘッドとエクステンションロッド先端のグリップ機構の結合部で行われる。制御棒がエクステンションロッドに連結している場合には上部案内管内部のスプリングは加速管を介して制御棒によって圧縮されて圧縮力が貯えられた状態にある。内側エクステンションロッド上部のアーマチュアは電磁石に吸着されてその下端がグリップを押し広げ制御棒をつかんだ状態となり、外側及び内側エクステンションロッドと制御棒が一体となって通常の上下駆動操作が行われる。</u></p> <p><u>スクラム時に電磁石の励磁を遮断すると内側エクステンションロッドは自重及びスプリングの力で落下しグリップ部の制御棒の結合が外れて制御棒は自重と上部案内管のスプリングにより加速されながら落下する。</u></p> <p><u>燃料交換時にはすべての制御棒を切り離して炉内に残す。制御棒のリセットはリードスクリュの送りで電磁石及びナットを下方に移動し、外側エクステンションロッドを降下させ、内側エクステンションロッドをハンドリングヘッドの底部に当てると、外側エクステンションロッドと相対的に内側エクステンションロッドが上方に移動し、アーマチュアと電磁石の間のギャップがなくなりこの時にリセットスイッチが動作して励磁コイルが励磁されてアーマチュアを吸着してリセットされる。</u></p> <p>(なし)</p> <p>3.5 炉心構造物</p> <p>3.5.1 概要及び機能</p> <p><u>原子炉容器内に取付ける炉心構造物は第 3.5.1 図に示すように炉心支持構造物と炉心バレル構造の二つに大別される。</u></p>	<p>挿入 13cm/min 以下</p> <p><u>駆動</u>ストローク <u>約</u> 65cm</p> <p>(追加)</p> <p><u>3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</u> <u>(省略)</u></p> <p>3.10 炉心構造物</p> <p><u>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 (第3.10.1 図参照)。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。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、炉心支持構造物を経由し、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。炉心構造物は、その耐用年数において、炉心構成要素を所定の位置に確実に保持するとともに、炉心構造物を含めた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</u></p>

変更前	変更後												
<p>炉心支持構造物は<u>炉心支持板と支持構造体からなり</u>、主な機能は次のとおりである。</p> <p>(1) 炉心重量を<u>支える</u>。</p> <p>(2) <u>各種燃料集合体、反射体等</u>炉心構成要素の下端の位置<u>決め及び整列を行う</u>。</p> <p>(3) 原子炉容器内の1次冷却材の流路の<u>案内を行うほか</u>、<u>炉心の各燃料集合体の出力分布に相応する流量配分を行えるようにする</u>。</p> <p>(4) <u>炉心燃料集合体を</u>ハイドロリックホールドダウンにより炉心支持板に保持<u>させる</u>。</p> <p>炉心バレル構造物の構造は<u>バレル構造体と中性子遮へい体からなり</u>バレル構造体には炉内燃料貯蔵ラックが形成される。主な機能は次のとおりである。</p> <p>(1) <u>燃料集合体等</u>炉心構成要素の水平方向の支持</p> <p>(2) <u>燃料集合体等</u>炉心構成要素の一時貯蔵、<u>冷却</u></p> <p>(3) 中性子遮へい</p> <p>(4) <u>再臨界事故を仮想したときの爆発エネルギーの吸収</u></p> <p><u>3.5.2 設計上の考慮</u></p> <p>炉心構造物の設計は応力のみならず変形に対しても十分考慮し、各種燃料集合体、反射体及びその他の炉心構成要素を所定位置に確実に保持し、変形を生じないように注意する。また炉心支持板は各炉心構成要素への冷却材の分配を行うものであるから、十分な実験的研究を行い流量配分を正確に行うとともに、炉心構成要素の誤挿入が生じても安全側になるよう構造上の配慮がなされる。また、耐用年数中安全かつ完全にその機能を果たし、燃料取替を安全かつ迅速に行えるよう設計する。炉心構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的及び放射線的な種々の厳しい条件下で安全にその機能を果たすよう、使用経験の豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。この種の材料はプラント寿命に相当する使用年限内においては、ナトリウム中で使用しても材質上に有害な影響はないものと考えられる。</p> <p><u>炉心構造物の主要目は次のとおりである。</u></p> <table data-bbox="534 1753 1157 1932"> <tr> <td>全</td> <td>高</td> <td>約 3,680 mm</td> </tr> <tr> <td>外</td> <td>径</td> <td>約 2,520 mm</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵ラック数</td> <td></td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>設計圧力 (高圧プレナム圧力)</td> <td></td> <td>7.2 kg/cm²g</td> </tr> </table>	全	高	約 3,680 mm	外	径	約 2,520 mm	燃料貯蔵ラック数		30	設計圧力 (高圧プレナム圧力)		7.2 kg/cm ² g	<p><u>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。なお、炉心構造物については、原子炉容器内の熱的条件、化学的条件及び放射線条件を踏まえ、使用経験が豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。炉心構造物の主な仕様を以下に示す。</u></p> <p><u>材料 オーステナイト系ステンレス鋼</u></p> <p>全高 約3,680mm</p> <p>外径 約2,520mm</p> <p>設計圧力 (高圧プレナム圧力) 7.2kg/cm²[gage] (約 0.71MPa[gage])</p> <p>炉心支持構造物は、<u>炉心構成要素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である。主な機能を以下に示す。</u></p> <p>(1) 炉心重量を<u>支持する</u>。</p> <p>(2) 炉心構成要素の下端の位置を<u>決定し、整列させる</u>。</p> <p>(3) 原子炉容器内の1次冷却材の流路の<u>一部を形成するとともに、燃料集合体等に対して、その出力分布に応じた冷却材流量を配分する。なお、冷却材流量の配分は、十分な実験的研究に基づき、正確に行えるように配慮する。</u></p> <p>(4) ハイドロリックホールドダウンにより、<u>炉心燃料集合体を炉心支持板に保持する</u>。</p> <p>炉心バレル構造物は、<u>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。主な機能を以下に示す。</u></p> <p>(1) 炉心構成要素を側面から支持し、水平方向の所定の位置に整列させる。</p> <p>(2) 炉内燃料貯蔵ラックを形成し、炉心構成要素の一時貯蔵及び冷却を行う。なお、炉内燃料貯蔵ラックには、30体の炉心構成要素を装荷できるものとする。</p> <p>(3) 炉心の外側に漏れ出る中性子を遮蔽する。</p>
全	高	約 3,680 mm											
外	径	約 2,520 mm											
燃料貯蔵ラック数		30											
設計圧力 (高圧プレナム圧力)		7.2 kg/cm ² g											

変更前	変更後
<p>3.6 原子炉容器</p> <p>3.6.1 概要及び機能</p> <p>原子炉容器は第 3.6.1 図に示すようにたて置円筒形の二重容器で底部は半球形鏡板からなり、円筒胴の内部の下端付近に炉心構造物を支える炉心支持台が設けられる。この底部鏡板と炉心構造物の間は高圧プレナムとなっている。炉容器上部は回転プラグで蓋がされる。容器内には炉心、炉心構造物、制御棒等を収容する。炉容器のナトリウムを保持する部分の外側はジャケットで覆われ、二重容器を形成する。</p> <p>炉容器はその上部のフランジをペDESTALに固定し、フランジは炉容器及びその全内容物の重量を支える。炉容器底部にスカートを設け、ラジアルキーを介して生体遮へいコンクリートで支え、地震力等による炉容器の振動を防止する。</p> <p>各種ノズルは中性子照射を考慮し、炉心より離れた位置に取付ける。すなわち2本の冷却材入口ノズルは底部に取付けられ、その他のノズルは、炉容器胴上方に設けられる。</p> <p>高速中性子照射を受ける炉心部付近の容器壁は、できるだけ不連続点や応力集中を生じない形状にする。容器壁は多層の中性子遮へい板によってプラント寿命中の過度の照射から護られる。またスクラム時の急激な熱衝撃を減少させるため、炉容器内壁に沿って熱遮へい板が取付けられる。</p> <p>外側のジャケットは中に高温窒素ガスを流すことにより、ナトリウム注入前の予熱を行えるようにする。また、ナトリウム漏えい事故の場合、漏えいナトリウムの保持を行い検出を容易にしている。ジャケットの外側は保温材で覆われる。</p> <p>3.6.2 原子炉容器の設計</p>	<p>3.11 原子炉容器</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に、半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する（第3.11.1 図参照）。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台（コアサポート）が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを経由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を経由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。</p> <p>原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造（リークジャケットを有する構造）とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm）に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、容器形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する下部の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。</p> <p>原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。</p> <p>高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とともに、炉心の第9、10 列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体（多層構造）等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。</p>

変更前	変更後																																																																														
<p><u>定常負荷及び過渡運転状態における温度変化、圧力変化に耐えるよう設計し、必要に応じて局部の応力解析、疲労解析を行う。</u></p>																																																																															
<p>設計制限中性子照射量 (> 1 Mev) 10²⁰ nvt 加熱冷却速度 50 °C/h</p>																																																																															
<p><u>3.6.3 使用材料</u> 原子炉容器、胴、下部鏡板には、<u>オーステナイト系ステンレス鋼を使用する。本鋼材は使用温度条件に対し、十分な機械的強度を有し、また使用冷却材のナトリウムに対してすぐれた両立性を持っている。</u></p>																																																																															
<p><u>3.6.4 放射線損傷の考慮</u> 高速炉は、炉心の中性子密度が高いが、<u>中性子遮へい体によって容器壁を防護し、有効運転時間 20 年間の寿命中に高速中性子束による損傷によって運転に支障を来さないよう設計する。なお、MK-Ⅲ炉心においては、炉心最外周に装荷する遮へい集合体によって高速中性子束による容器壁の損傷は低減される。また炉運転中には、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各種試験片を容器内で照射し、定期的に取り出して試験することにより炉容器の安全性を確認する。</u></p>																																																																															
<p><u>3.6.5 主要目</u> <u>原子炉容器の主要目は次のとおりである。</u></p>																																																																															
<table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td></td> <td>たて置円筒形二重容器</td> </tr> <tr> <td>設計圧力</td> <td>上部</td> <td>1.0 kg/cm²g</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧プレナム</td> <td>7.2 kg/cm²g</td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td></td> <td>550 °C</td> </tr> <tr> <td>運転圧力</td> <td>炉容器</td> <td>約 0.01 kg/cm²g</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>(カバーガス部)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧プレナム</td> <td>5 kg/cm²g 以下</td> </tr> <tr> <td>運転温度</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉容器入口</td> <td>冷却材温度</td> <td>約 350 °C</td> </tr> <tr> <td>炉容器出口</td> <td>冷却材温度</td> <td>約 500 °C</td> </tr> <tr> <td colspan="3"><u>主要寸法</u></td> </tr> <tr> <td>全高</td> <td></td> <td>約 10 m</td> </tr> <tr> <td>胴内径</td> <td></td> <td>約 3.6 m</td> </tr> <tr> <td>胴厚さ</td> <td></td> <td>約 25 mm</td> </tr> <tr> <td>高圧プレナム壁厚さ</td> <td></td> <td>約 25 mm</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td></td> <td>SUS304</td> </tr> </table>	型式		たて置円筒形二重容器	設計圧力	上部	1.0 kg/cm ² g		高圧プレナム	7.2 kg/cm ² g	設計温度		550 °C	運転圧力	炉容器	約 0.01 kg/cm ² g			(カバーガス部)		高圧プレナム	5 kg/cm ² g 以下	運転温度			炉容器入口	冷却材温度	約 350 °C	炉容器出口	冷却材温度	約 500 °C	<u>主要寸法</u>			全高		約 10 m	胴内径		約 3.6 m	胴厚さ		約 25 mm	高圧プレナム壁厚さ		約 25 mm	材質		SUS304	<table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒形二重容器</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td><u>オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)</u></td> </tr> <tr> <td>全高</td> <td>約10m</td> </tr> <tr> <td>胴内径</td> <td>約3.6m</td> </tr> <tr> <td>胴厚さ</td> <td>約25mm</td> </tr> <tr> <td>高圧プレナム壁厚さ</td> <td>約25mm</td> </tr> <tr> <td>設計圧力</td> <td>上部 1.0kg/cm²<u>[gage]</u> (約98kPa[gage])</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧プレナム 7.2kg/cm²<u>[gage]</u> (約0.71MPa[gage])</td> </tr> <tr> <td>運転圧力</td> <td><u>上部</u> 約0.01kg/cm²<u>[gage]</u>以下 (約0.98kPa[gage]以下) (カバーガス部)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧プレナム 約5kg/cm²<u>[gage]</u>以下 (約0.49MPa[gage]以下)</td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>550°C</td> </tr> <tr> <td>運転温度</td> <td><u>原子</u>炉容器入口冷却材温度 約350°C</td> </tr> <tr> <td></td> <td><u>原子</u>炉容器出口冷却材温度 約456°C</td> </tr> <tr> <td>設計制限中性子照射量 (>1MeV)</td> <td>10²⁰<u>n/cm²</u></td> </tr> <tr> <td>加熱冷却速度</td> <td>50°C/h</td> </tr> </table>	型式	たて置円筒形二重容器	材料	<u>オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)</u>	全高	約10m	胴内径	約3.6m	胴厚さ	約25mm	高圧プレナム壁厚さ	約25mm	設計圧力	上部 1.0kg/cm ² <u>[gage]</u> (約98kPa[gage])		高圧プレナム 7.2kg/cm ² <u>[gage]</u> (約0.71MPa[gage])	運転圧力	<u>上部</u> 約0.01kg/cm ² <u>[gage]</u> 以下 (約0.98kPa[gage]以下) (カバーガス部)		高圧プレナム 約5kg/cm ² <u>[gage]</u> 以下 (約0.49MPa[gage]以下)	設計温度	550°C	運転温度	<u>原子</u> 炉容器入口冷却材温度 約350°C		<u>原子</u> 炉容器出口冷却材温度 約456°C	設計制限中性子照射量 (>1MeV)	10 ²⁰ <u>n/cm²</u>	加熱冷却速度	50°C/h
型式		たて置円筒形二重容器																																																																													
設計圧力	上部	1.0 kg/cm ² g																																																																													
	高圧プレナム	7.2 kg/cm ² g																																																																													
設計温度		550 °C																																																																													
運転圧力	炉容器	約 0.01 kg/cm ² g																																																																													
		(カバーガス部)																																																																													
	高圧プレナム	5 kg/cm ² g 以下																																																																													
運転温度																																																																															
炉容器入口	冷却材温度	約 350 °C																																																																													
炉容器出口	冷却材温度	約 500 °C																																																																													
<u>主要寸法</u>																																																																															
全高		約 10 m																																																																													
胴内径		約 3.6 m																																																																													
胴厚さ		約 25 mm																																																																													
高圧プレナム壁厚さ		約 25 mm																																																																													
材質		SUS304																																																																													
型式	たて置円筒形二重容器																																																																														
材料	<u>オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)</u>																																																																														
全高	約10m																																																																														
胴内径	約3.6m																																																																														
胴厚さ	約25mm																																																																														
高圧プレナム壁厚さ	約25mm																																																																														
設計圧力	上部 1.0kg/cm ² <u>[gage]</u> (約98kPa[gage])																																																																														
	高圧プレナム 7.2kg/cm ² <u>[gage]</u> (約0.71MPa[gage])																																																																														
運転圧力	<u>上部</u> 約0.01kg/cm ² <u>[gage]</u> 以下 (約0.98kPa[gage]以下) (カバーガス部)																																																																														
	高圧プレナム 約5kg/cm ² <u>[gage]</u> 以下 (約0.49MPa[gage]以下)																																																																														
設計温度	550°C																																																																														
運転温度	<u>原子</u> 炉容器入口冷却材温度 約350°C																																																																														
	<u>原子</u> 炉容器出口冷却材温度 約456°C																																																																														
設計制限中性子照射量 (>1MeV)	10 ²⁰ <u>n/cm²</u>																																																																														
加熱冷却速度	50°C/h																																																																														
	<p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u> <u>原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、コ</u></p>																																																																														

変更前	変更後								
<p>3.8 回転プラグ</p> <p>回転プラグは<u>偏心してそれぞれ独立に回転する大回転プラグと小回転プラグからなり、大回転プラグの径は最大約 4,700 mm、小回転プラグ径は最大約 2,870 mm、偏心は約 500 mm である。その構造を第 3.8.1 図に示す。</u></p> <p><u>本プラグは冷却材上部の不活性カバーガスのシール、炉心からの放射線遮へい及び燃料交換機の移動等の機能を有する。</u></p> <p><u>遮へい体の構造は4層に分け、下方からステンレス層、グラファイト層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層によって構成される。</u></p> <p><u>遮へい体の最下層約 150 mm はナトリウム中に浸し、この部分での発熱はナトリウムで除熱する。またプラグ上方へ伝導する熱は窒素ガスによって冷却する。プラグの回転はそれぞれのプラグの外周の歯車を駆動することによって行う。</u></p> <p><u>大回転プラグには小回転プラグの他、マンホール、炉内検査孔(B)、窒素ガス冷却管などが付属し、小回転プラグには燃料出入孔兼用の燃料交換機用孔、炉心上部機構、炉内検査孔(A)などが設けられる。</u></p> <p><u>本回転プラグの回転時の支持はプラグ上面のフランジ下に設けたボールベアリングで行う。フランジには、センターホールジャッキ機構が取付けられており回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングにかかるようになっている。炉内と外気の気密は液体金属シールとバックアップシールによって行う。</u></p> <p><u>なお、原子炉運転時には、回転プラグは直接炉容器支持板によって支持されベアリングに荷重はかからない。</u></p> <p><u>回転プラグの主要目は次のとおりである。</u></p> <table border="0" data-bbox="504 1701 1068 1967"> <tr> <td>大回転プラグ最大径</td> <td>約 4,700 mm</td> </tr> <tr> <td>小回転プラグ最大径</td> <td>約 2,870 mm</td> </tr> <tr> <td>厚 さ</td> <td>約 2,500 mm</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>ステンレス鋼 黒 鉛</td> </tr> </table>	大回転プラグ最大径	約 4,700 mm	小回転プラグ最大径	約 2,870 mm	厚 さ	約 2,500 mm	材 料	ステンレス鋼 黒 鉛	<p><u>シクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備する。</u></p> <p><u>リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの外周に独立に設置する。リークジャケットの主な仕様を以下に示す。</u></p> <p><u>材料 オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)</u></p> <p><u>胴内径 約3.7m</u></p> <p><u>胴厚さ 約 12mm</u></p> <p>3.12 放射線遮蔽体</p> <p><u>原子炉施設には、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。</u></p> <p>3.12.1 回転プラグ</p> <p><u>回転プラグは、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構から構成する。炉心上部機構は小回転プラグに、小回転プラグは大回転プラグに設置される。また、小回転プラグには、炉心上部機構の他に、燃料交換機用孔（燃料出入孔と兼用）及び炉内検査孔（A）等が、大回転プラグには、小回転プラグの他に、炉内検査孔（B）及びマンホール等が設けられる。また、回転プラグには、窒素ガス冷却管等が付属される。</u></p> <p><u>大回転プラグ及び小回転プラグは、異なる回転中心（偏心距離：500mm）を有し、独立に回転することができる。大回転プラグ及び小回転プラグの回転は、それぞれのプラグの外周に設けられた歯車を駆動することで行われる。なお、大回転プラグ及び小回転プラグの回転中においては、大回転プラグ及び小回転プラグはそれぞれのプラグ上面のフランジ下部に設けたボールベアリングにより支持される。当該フランジには、センターホールジャッキ機構が取り付けられており、回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングに負荷されるものとする。原子炉運転中においては、小回転プラグは大回転プラグに、大回転プラグは、原子炉容器の上部フランジに直接支持されるため、ボールベアリングに負荷は生じない。また、原子炉カバーガス等のバウンダリとしての気密確保は、液体金属シールとバックアップシールにより行う。</u></p> <p><u>回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグは、燃料交換時において、小回転プラグの上面に設置される燃料交換機を所定の位置に移動させる機能等を有する。大回転プラグの直径は最大約 4,700mm、小回転プラグの直径は最大約 2,870mm である。回転プラグの構造を第 3.12.1 図に示す。</u></p> <p><u>大回転プラグ及び小回転プラグに設ける遮蔽体は、4 層に分類し、下方からステンレス鋼層、グラファイト層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。なお、ステンレス鋼層の最下層に位置する約 150mm の部分は、通常時において冷却材中に位置し、その発熱は、冷却材により除熱される。なお、当該部は、原子炉容器内冷却材液面の変動を抑制し、ガスの巻き込みを防止する機能も有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグにおいて、原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。</u></p> <p><u>炉心上部機構は、通常運転時において、炉心の直上に位置し、遮蔽部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガ等から構成する（第3.12.2 図参照）。上述のように、炉心上部機構は回転プラグの</u></p>
大回転プラグ最大径	約 4,700 mm								
小回転プラグ最大径	約 2,870 mm								
厚 さ	約 2,500 mm								
材 料	ステンレス鋼 黒 鉛								

変更前	変更後
<p style="text-align: center;"><u>炭 素 鋼</u></p> <p>シール方式 主シール 液体金属 バックアップ ラバー 回転速度 (大及び小回転プラグ共) 約 1/20 r. p. m.</p>	<p><u>一部として、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。遮蔽部は、下方からステンレス鋼層、グラファイト層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。また、炉心上部機構は、その他に以下に示す主な機能を有する。</u></p>
<p><u>3.7 炉心上部機構</u></p>	
<p><u>3.7.1 概要及び機能</u></p>	
<p><u>回転プラグ中央に据付けられる炉心上部機構は、第 3.7.1 図に示すように、遮へい部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガなどから構成される。</u></p>	
<p><u>主な機能は次のとおりである。</u></p>	
<p>(1) <u>各種燃料集合体とその周辺部の集合体出口冷却材温度を検出するために熱電対プローブを取付ける。</u></p>	<p><u>(1) 下部に設けた熱電対案内フィンガに熱電対を案内保護し、燃料集合体及びその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定する。なお、熱電対は、案内管により、炉心上部機構上面から熱電対案内フィンガ先端に導入される。</u></p>
<p>(2) 制御棒を所定の位置に支持する。</p>	
<p><u>(3) 冷却材ナトリウム表面が炉容器内において変動することを抑えガス巻込を防止する。</u></p>	<p><u>(2) 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管を所定の貫通孔にて案内保護し、制御棒を所定の位置に支持する。</u></p>
<p>(4) 計測線付 C 型照射燃料集合体を貫通孔のある所定の位置に支持する。 貫通孔位置を第 3.7.2 図に示す。</p>	<p><u>(3) 計測線付 C 型照射燃料集合体を使用する際には、計測線付 C 型照射燃料集合体を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。貫通孔位置を第 3.12.3 図に示す。</u></p>
<p>(5) 計測線付実験装置を貫通孔のある所定の位置に支持する。</p>	<p><u>(4) 計測線付実験装置を使用する際には、計測線付実験装置を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。</u></p>
<p><u>炉心上部機構は炉容器上部の小回転プラグ上に取付けられる。遮へい部の構造は下層からステンレス鋼層、グラファイト層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層であり、炉心及びナトリウムからの放射線を吸収する最上層の炭素鋼層中には窒素ガスが流れ、これによって冷却する。</u></p>	
<p>胴部は熱電対案内フィンガ、整流板などを保持すると共に制御棒駆動機構、計測線付 C 型照射燃料集合体、計測線付実験装置及び熱電対の案内保護を行う。</p>	<p><u>炉心上部機構の胴部は、熱電対案内フィンガ及び整流板等を保持するとともに、熱電対、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管、計測線付 C 型照射燃料集合体や計測線付実験装置の案内保護を行うものとし、炉心上部機構は、熱変形・熱衝撃を十分に考慮し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管による制御棒のラッチ、また、集合体出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と炉心上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意して設計するものとする。</u></p>
<p>フィンガは熱電対先端の保護であり、整流板は目的の炉心構成要素出口温度をできるだけ外乱なしに測定するために<u>もうけられるものである。</u></p>	<p><u>なお、熱電対案内フィンガは、熱電対先端を保護するために、整流板は、目的の集合体出口冷却材温度を可能な限り外乱を排除して測定するために設けられるものである。また、炉心上部機構のうち、高温の冷却材中に位置するものの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。</u></p>
<p>熱電対は細い案内管に導かれて、炉心上部機構上面からフィンガ先端まで案内される。</p>	<p>回転プラグの主な仕様を以下に示す。</p>
<p><u>3.7.2 設計上の考慮</u></p>	
<p><u>炉心上部機構の設計は熱変形・熱衝撃に対して十分な考慮を払い、制御棒駆動機構の連結及び燃料集合体の出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意する。</u></p>	<p>大回転プラグ及び小回転プラグ 大回転プラグ最大直径 約4,700mm 小回転プラグ最大直径 約2,870mm 厚さ 約2,500mm 主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト</p>
<p><u>3.7.3 使用材料</u></p>	
<p>炉心上部機構のうち高温ナトリウム中におかれる材料はオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。<u>これらの材料は使用温度条件においてすぐれた抗張力及びクリープ特性をもち、また冷却材ナトリウムに対して安定した性質を持っている。</u></p>	<p>シール方式 主シール 液体金属 バックアップ ラバー 回転速度 約1/20r. p. m.</p>
<p><u>炉心上部機構の主要目は次のとおりである。</u></p>	<p>炉心上部機構 全高 約6,300mm</p>
<p>全 高 約 6,300 mm</p>	
<p>胴 径 約 1,000 mm</p>	
<p>熱電対フィンガ数</p>	
<p>炉心及び周辺部 115</p>	

変更前	変更後																		
<p>3.9 遮へいグラファイト及び安全容器</p> <p>炉容器の側面及び下面には、遮へいグラファイトがあり、この黒鉛は安全容器内に納められている。</p> <p>黒鉛は機械加工されたブロックを積上げたもので、各ブロックはキーで連結され、ピンにより安全容器に固定される。</p> <p>安全容器は鋼製の円筒状容器で、底鏡板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据付けられる。胴上部にはベローズを用いた膨張継手があり、上端はコンクリート内張り鋼板に接続される。</p> <p>遮へいグラファイトは炉心からもれでる中性子の減速及びγ線の遮へいを行うものである。</p> <p>安全容器は黒鉛の固定を行う他、万一炉容器が破損した場合にナトリウムを保持して燃料の溶融を防ぐ機能を有する。</p> <p>遮へいグラファイト及び安全容器の主な仕様は次のとおりである。</p> <table border="0" data-bbox="504 798 1068 987"> <tr> <td>遮へいグラファイト厚さ</td> <td>約 1,000 mm</td> </tr> <tr> <td>安全容器内径</td> <td>約 6,400 mm</td> </tr> <tr> <td>グラファイト材質</td> <td>原子炉級</td> </tr> <tr> <td>安全容器材質</td> <td>炭素鋼板</td> </tr> </table> <p>3.10 参考文献</p> <p>(省略)</p> <p>4. 燃料取扱及び貯蔵設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>本設備は、実験炉の目的に従い燃料交換を頻繁に行うのに適する機構として設計される。また、本設備では、炉心燃料集合体のほか、内外ブランケット燃料集合体、制御棒、反射体及び中性子源等の、炉心構成要素を取扱うことができる。</p> <p>これらの設備は、燃料交換機、燃料出入機、炉内燃料貯蔵ラック、トランスファロータ、新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備、燃料取扱用キャスクカー等から構成される。</p> <p>(1) 燃料交換機</p> <p>炉心とバレル構造体内に形成されている炉内燃料貯蔵ラック間で燃料集合体等を交換する装置である。</p> <p>(2) 燃料出入機</p> <p>炉内燃料貯蔵ラックとトランスファロータ間で炉心燃料集合体等を移送する装置である。</p> <p>(3) 炉内燃料貯蔵ラック</p> <p>燃料集合体等を炉内で貯蔵、冷却するほか材料の照射などを行う設備である。</p> <p>(4) トランスファロータ</p> <p>炉心燃料集合体等を燃料受入貯蔵設備と燃料出入機間で移送する際の中継を行う設備である。</p> <p>(5) 新燃料貯蔵設備</p>	遮へいグラファイト厚さ	約 1,000 mm	安全容器内径	約 6,400 mm	グラファイト材質	原子炉級	安全容器材質	炭素鋼板	<p>胴径 約1,000mm</p> <p>熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115 本</p> <p>3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体</p> <p>原子炉容器の周囲(側面及び下面)には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。</p> <table border="0" data-bbox="1602 756 2018 987"> <tr> <td colspan="2">遮へいグラファイト</td> </tr> <tr> <td>グラファイト厚さ</td> <td>約 1,000mm</td> </tr> <tr> <td>グラファイト材質</td> <td>原子炉級</td> </tr> <tr> <td colspan="2">生体遮へい体</td> </tr> <tr> <td>コンクリート厚さ</td> <td>約 1,000mm</td> </tr> </table> <p>4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>4.1 概要</p> <p>原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、警報を発することができる設備を設ける。</p> <p>核燃料物質取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するためのものである。</p> <p>核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1 体とする(ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。)</p> <p>また、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計する。燃料出入機及びトランスファロータでは、燃料集合体等をポット(ナトリウムを保有)に収納した状態で取り扱う。燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。</p>	遮へいグラファイト		グラファイト厚さ	約 1,000mm	グラファイト材質	原子炉級	生体遮へい体		コンクリート厚さ	約 1,000mm
遮へいグラファイト厚さ	約 1,000 mm																		
安全容器内径	約 6,400 mm																		
グラファイト材質	原子炉級																		
安全容器材質	炭素鋼板																		
遮へいグラファイト																			
グラファイト厚さ	約 1,000mm																		
グラファイト材質	原子炉級																		
生体遮へい体																			
コンクリート厚さ	約 1,000mm																		

変更前	変更後
<p><u>新炉心燃料集合体等を受入れ、解梱、検査及び貯蔵する設備である。</u></p> <p><u>(6) 使用済燃料貯蔵設備</u> 使用済炉心燃料集合体等の洗浄、缶詰貯蔵、冷却及び所外への搬出を行う設備である。</p> <p><u>(7) 燃料取扱用キャスクカー</u> 使用済炉心燃料集合体等及び新炉心燃料集合体等を、トランスファロータと新燃料及び使用済燃料貯蔵設備内各点との間で移送する自走式運搬車である。</p> <p>4.3 燃料取扱操作 <u>燃料集合体の取扱い操作は次のとおりである。</u></p> <p>4.3.1 燃料受入れから装填燃料貯蔵室に貯蔵するまでの操作 新炉心燃料集合体等は、<u>受入後解梱され検査室で検査されたのち装填燃料貯蔵室に貯蔵または新燃料の輸送容器に收容し、第一使用済燃料貯蔵建物内の貯蔵室に運搬され、貯蔵される。</u> <u>この間の操作は原子炉の運転と無関係に行われる。</u></p> <p>4.3.2 燃料交換操作</p> <p>(1) 燃料出入操作 <u>原子炉容器内（炉内燃料貯蔵ラック）への燃料集合体等の出入操作は、燃料出入スケジュールに基づき、以下により行われる。</u></p> <p><u>(i) 使用済燃料集合体等は、炉内燃料貯蔵ラックからトランスファロータへ燃料出入機によって移送される。</u></p> <p><u>(ii) トランスファロータに收容された使用済燃料集合体等は、キャスクカーによってナトリウム洗浄装置へ移送される。</u></p> <p><u>(iii) 新燃料集合体等は、装填燃料貯蔵設備より、キャスクカーでトランスファロータへ移送される。</u></p> <p><u>(iv) トランスファロータに收容された新燃料集合体等は、燃料出入機によって炉内燃料貯蔵ラックへ移送される。</u></p> <p><u>(v) ナトリウム洗浄装置に收容された使用済燃料集合体等は、洗浄缶詰されたのち、水冷却池に貯蔵される。</u></p> <p>(2) 燃料炉内交換操作 <u>炉内燃料貯蔵ラックと炉心間の燃料交換操作は、燃料交換スケジュールに基づき燃料交換機によって行われる。</u></p>	<p><u>さらに、使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。</u></p> <p><u>核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等を貯蔵するためのものである。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有するように、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、燃料集合体の最大挿入量（79体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持する設計とする。</u></p> <p><u>また、核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがない（実効増倍率は0.95以下）ように設計する。原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備にあつては、新燃料を貯蔵能力最大に收容した状態で万一当該設備が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。</u></p> <p><u>なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、反射体、遮へい集合体及び中性子源等の炉心構成要素も取り扱う。</u></p> <p><u>燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す（燃料集合体等の主な取扱経路：第4.1 図参照）。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第4.2 図に示す。核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備の運用については、原子炉施設保安規定等に定める。</u></p> <p>(1) 燃料受入れから新燃料貯蔵設備（原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備）に貯蔵するまでの操作 新燃料等は、<u>原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される。</u> <u>照射燃料集合体については、照射装置組立検査施設にて組み立てられた後、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合、及び照射燃料集合体試験施設にて組み立てられた後、燃料取扱用キャスクカーにより受け入れる場合がある。</u> <u>なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</u></p> <p>(2) 燃料交換操作 <u>新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷される。</u> <u>使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60 日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に移動される。</u> <u>これらの操作は、事前に定めたスケジュールに基づき、原子炉停止中に行われる。</u> <u>また、一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1 体である（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。</u> <u>なお、核燃料物質取扱設備には、燃料受入貯蔵系用アルゴンガス系より、必要なアルゴンガスが供給される（トランスファロータ軸シールガス、燃料取扱用キャスクカー内部雰囲気ガス等）。また、その廃ガスは気体廃棄物処理設備に送られる。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>以上の操作は、すべて原子炉が停止中1体ごと行われる。</u></p> <p>4.3.3 水冷却池から<u>原子炉施設外搬出までの操作</u></p> <p>原子炉附属建物内の水冷却池に貯蔵された使用済燃料集合体等は、<u>検査または解体の必要が生じた場合には</u>、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に送られる。照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料集合体の燃料要素は、<u>破壊検査に供したのものについては</u>小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素と共にステンレス鋼製の缶に収納して溶接密封し、<u>更に缶詰缶に封入した状態で、輸送容器にて原子炉附属建物内の水冷却池あるいは第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池に運搬し、貯蔵する。</u></p> <p><u>使用済燃料集合体等を原子炉附属建物内水冷却池から第一使用済燃料貯蔵建物あるいは第二使用済燃料貯蔵建物へ輸送する場合には、輸送容器に収納し、それぞれの水冷却池に運搬し、貯蔵する。</u></p> <p>貯蔵された燃料は、<u>再処理搬出用の輸送容器に納められて、トレーラ等にて再処理工場に運搬される。</u></p> <p><u>この操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</u></p>	<p><u>(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備（水冷却池）からの搬出操作</u></p> <p>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、<u>必要に応じて、検査又は解体のため、</u>水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、<u>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。</u></p> <p><u>なお、照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供したものについては、</u>小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼製の缶に収納・溶接密封され、<u>さらに缶詰缶に封入された状態で、</u>原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備又は第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。</p> <p><u>また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスカーにより、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ります）。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>これらの運搬にあつては、輸送容器を使用する。貯蔵された使用済燃料等を再処理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収納し、トレーラ等にて運搬する。</u></p> <p><u>なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。</u></p> <p><u>また、反射体及び遮へい集合体等についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。</u></p>
<p>4.2 主要設備</p> <p>4.2.1 燃料交換機</p> <p><u>燃料交換時に本機は小回転プラグ上に据付けられ、大小回転プラグの回転により、炉心燃料集合体等各炉心構成要素及び炉内燃料貯蔵ラックの真上に位置決めされる。</u></p> <p><u>本機の機能は次のとおりである。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 炉心部から1体の炉心燃料集合体等を吊り上げる際に周囲の炉心構成要素の浮き上がりを防ぐ機能 (2) 炉心燃料集合体等を吊り上げ、挿入する機能 (3) 炉心燃料集合体等を爪でつかみ、はなす機能 (4) 炉心燃料集合体等と交換機の先端とが接触したことを検知する機能 <p><u>その他制御棒等の交換にも用いられる。原子炉運転時には、本機は小回転プラグから取りはずされる。装置の外形を第4.2.1図に示す。</u></p>	<p>4.2 主要設備</p> <p>4.2.1 核燃料物質取扱設備</p> <p>4.2.1.1 燃料交換機</p> <p><u>燃料交換機は、炉心と炉内燃料貯蔵ラック間での燃料集合体等の交換に使用する設備であり、以下の機能を有する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 炉心から1体の燃料集合体等を吊り上げる際に周囲の炉心構成要素の浮き上がりを防ぐ機能 (2) 燃料集合体等を吊り上げ、挿入する機能 (3) 燃料集合体等をグリップでつかみ、はなす機能 (4) 燃料集合体等と燃料交換機の先端が接触したことを検知する機能 <p><u>燃料交換機は、燃料交換時に小回転プラグ上に設置された燃料交換機孔ドアバルブに据え付けられ、その位置は、大回転プラグ及び小回転プラグの回転により、炉心と炉内燃料</u></p>

変更前	変更後																														
<p>仕様の概要は次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>外形寸法</td> <td>全高</td> <td>約 11,320 mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>外形</td> <td>約 1,000 mm × 1,000 mm</td> </tr> <tr> <td>燃料交換時</td> <td>ストローク</td> <td>約 3,280 mm</td> </tr> <tr> <td>駆動速度</td> <td>高速</td> <td>約 2,800 mm/min</td> </tr> <tr> <td></td> <td>低速</td> <td>約 280 mm/min</td> </tr> </table>	外形寸法	全高	約 11,320 mm		外形	約 1,000 mm × 1,000 mm	燃料交換時	ストローク	約 3,280 mm	駆動速度	高速	約 2,800 mm/min		低速	約 280 mm/min	<p>貯蔵ラックの燃料集合体等の真上に調整される。なお、原子炉運転時には、燃料交換機は、小回転プラグ上から取り外され、格納容器内に保管される。燃料交換機の概略構造を第4.3図に示す。また、主な仕様を以下に示す。</p> <table border="0"> <tr> <td>外形寸法</td> <td>全高</td> <td>約 11,470mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>外形</td> <td>約 1,000mm×約 1,000mm</td> </tr> <tr> <td>燃料交換時</td> <td>ストローク</td> <td>約 3,200mm</td> </tr> <tr> <td>駆動速度</td> <td>高速</td> <td>約 2,800mm/min</td> </tr> <tr> <td></td> <td>低速</td> <td>約 280mm/min</td> </tr> </table>	外形寸法	全高	約 11,470mm		外形	約 1,000mm×約 1,000mm	燃料交換時	ストローク	約 3,200mm	駆動速度	高速	約 2,800mm/min		低速	約 280mm/min
外形寸法	全高	約 11,320 mm																													
	外形	約 1,000 mm × 1,000 mm																													
燃料交換時	ストローク	約 3,280 mm																													
駆動速度	高速	約 2,800 mm/min																													
	低速	約 280 mm/min																													
外形寸法	全高	約 11,470mm																													
	外形	約 1,000mm×約 1,000mm																													
燃料交換時	ストローク	約 3,200mm																													
駆動速度	高速	約 2,800mm/min																													
	低速	約 280mm/min																													
<p>4.2.2 燃料出入機</p> <p>本機は、炉容器—トランスファロータ間で炉心燃料集合体等の移送を行うもので炉心構成要素収納用のコフィン、ポットつかみ機構、ポット巻上装置、コフィン移送用の横行台車及び走行台車より構成する。この装置では、炉心燃料集合体等はポットに入れた状態で取り扱う。</p> <p>小回転プラグ上の燃料交換機孔及びトランスファロータ出入孔への位置決めは、出入機移動用台車の縦行、横行によって行う。</p> <p>つかみ機構は、上部からスチールテープで吊り下げられ、上下の動きは、スチールテープの巻取りで行う。</p> <p>ドアバルブ及び可動ブロックはコフィンの下部に取付けられ、原子炉との気密保持及び遮へいの役割を有する。</p> <p>コフィンは、予熱用電熱線、保温層及び空気冷却通路を設け、つかみ装置の予熱及び使用済炉心燃料集合体等の崩壊熱除去を行う。装置の外形を第4.2.2図に示す。</p>	<p>4.2.1.2 燃料出入機</p> <p>燃料出入機は、炉内燃料貯蔵ラックとトランスファロータ間で燃料集合体等の移送に使用する設備であり、コフィン、ポットつかみ機構、ポット巻上装置、横行台車及び走行台車から構成する。なお、燃料出入機では、燃料集合体等をポットに収納した状態で取り扱う。</p> <p>燃料出入機の位置は、横行台車及び走行台車により、小回転プラグ上の燃料交換機孔及びトランスファロータ出入孔の真上に調整される。</p> <p>ポットつかみ機構は、上部からスチールテープで吊り下げられ、ポット巻上装置によるスチールテープの巻き取り等により、上下動される。</p> <p>コフィンは、燃料集合体等を収納するためのものであり、予熱用電熱線、保温層及び空気冷却通路が設けられている。これらにより、コフィンは、ポットつかみ機構の予熱機能、又は使用済燃料等の崩壊熱除去機能を有する。また、コフィン下部には、原子炉との気密保持及び遮蔽の役割を有するドアバルブ及び可動ブロックが設けられている。</p>																														
<p>仕様の概要は次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2">外径寸法（可動部）</td> <td>全高</td> <td>約 6,420 mm</td> </tr> <tr> <td>巾</td> <td>約 10,100 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ストローク</td> <td>長さ</td> <td>約 4,460 mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 13,300 mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動速度</td> <td>高速</td> <td>約 6,000 mm/min</td> </tr> <tr> <td>低速</td> <td>約 600 mm/min</td> </tr> </table>	外径寸法（可動部）	全高	約 6,420 mm	巾	約 10,100 mm	ストローク	長さ	約 4,460 mm		約 13,300 mm	駆動速度	高速	約 6,000 mm/min	低速	約 600 mm/min	<p>燃料出入機の概略構造を第4.4図に示す。また、主な仕様を以下に示す。</p> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2">外径寸法（可動部）</td> <td>全高</td> <td>約 6,420mm</td> </tr> <tr> <td>幅</td> <td>約 10,100mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ストローク</td> <td>長さ</td> <td>約 4,460mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 13,300mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動速度</td> <td>高速</td> <td>約 6,000mm/min</td> </tr> <tr> <td>低速</td> <td>約 600mm/min</td> </tr> </table>	外径寸法（可動部）	全高	約 6,420mm	幅	約 10,100mm	ストローク	長さ	約 4,460mm		約 13,300mm	駆動速度	高速	約 6,000mm/min	低速	約 600mm/min
外径寸法（可動部）		全高	約 6,420 mm																												
	巾	約 10,100 mm																													
ストローク	長さ	約 4,460 mm																													
		約 13,300 mm																													
駆動速度	高速	約 6,000 mm/min																													
	低速	約 600 mm/min																													
外径寸法（可動部）	全高	約 6,420mm																													
	幅	約 10,100mm																													
ストローク	長さ	約 4,460mm																													
		約 13,300mm																													
駆動速度	高速	約 6,000mm/min																													
	低速	約 600mm/min																													
<p>4.2.4 トランスファロータ</p> <p>トランスファロータは新炉心燃料集合体等を燃料受入貯蔵設備から燃料出入機へ移送する際及び使用済燃料集合体を燃料出入機から使用済燃料貯蔵設備へ移送する際の中継設備である。</p> <p>仕様の概要は次のとおりである。</p>	<p>4.2.1.3 トランスファロータ</p> <p>トランスファロータは、燃料出入機と燃料取扱用キャスクカー間での燃料集合体等の移送に使用する設備であり、トランスファロータケーシング、トランスファロータ駆動装置、回転ラック及びポット予熱系から構成する。トランスファロータの概略構造を第4.5図に示す。また、トランスファロータの主な仕様を以下に示す。</p>																														
<table border="0"> <tr> <td>ケーシング寸法</td> <td>内径</td> <td>5,900 mm φ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>長さ</td> <td>7,100 mm</td> </tr> <tr> <td>収納ポット本数</td> <td></td> <td>2</td> </tr> </table>	ケーシング寸法	内径	5,900 mm φ		長さ	7,100 mm	収納ポット本数		2	<table border="0"> <tr> <td>ケーシング寸法</td> <td>内径</td> <td>約 5,900mm</td> </tr> <tr> <td></td> <td>長さ</td> <td>約 7,860mm</td> </tr> <tr> <td>収納ポット本数</td> <td></td> <td>2本</td> </tr> </table>	ケーシング寸法	内径	約 5,900mm		長さ	約 7,860mm	収納ポット本数		2本												
ケーシング寸法	内径	5,900 mm φ																													
	長さ	7,100 mm																													
収納ポット本数		2																													
ケーシング寸法	内径	約 5,900mm																													
	長さ	約 7,860mm																													
収納ポット本数		2本																													

変更前	変更後
<p>回転ラックピッチ円直径 <u>4,170 mm</u></p> <p>回転ラック回転速度 <u>1 / 5 r.p.m</u></p> <p><u>トランスファロータを構成する装置の概要を以下に述べる。</u></p> <p><u>(1) トランスファロータケーシング</u></p> <p>トランスファロータケーシングは<u>格納容器にとりつけられた円筒形のケーシングであって、炉室側及び燃料受入貯蔵設備側の燃料出入孔部にドアバルブが設けられている。ケーシング内には燃料集合体等を移送するためのラックが設けられている。</u></p> <p>ケーシング内の<u>雰囲気</u>はアルゴンガスでありケーシングの置かれるトランスファロータ室に対して<u>僅かに正圧になっておりケーシング内に空気が洩れる恐れのないように設計されている。</u></p> <p>ケーシングからの排気は、<u>廃気処理設備へ導かれ万一トランスファロータケーシング内で燃料破損が生じても安全が確保できるように設計されている。</u></p> <p><u>(2) トランスファロータ駆動装置</u></p> <p>本装置はトランスファロータケーシング内に収容されているラックを駆動させるためのものであって、トランスファロータ駆動装置室におかれる。ラックの駆動は通常電動であるが、万一の場合は手動によっても<u>所定の機能を果し得るように設計されている。</u></p> <p><u>(3) ポット予熱系</u></p> <p>ポット予熱系は新燃料<u>集合体</u>等をポットに<u>入れる</u>際ポット内のナトリウムを加熱するための<u>もの</u>である。</p> <p>4.2.7 燃料取扱用キャスクカー</p> <p><u>本機は新燃料、使用済燃料貯蔵設備内にあって、使用済燃料についてはトランスファロータとナトリウム洗浄装置間を、新燃料については装填燃料移送室の新燃料移送台車とトランスファロータ間を炉の停止時に移送する自走式運搬車である。なお、照射燃料集合体試験施設との間の移送にも使用できる。</u></p> <p><u>燃料以外の各種炉心構成要素も上記と同じ経路に従って移送することができる。</u></p> <p><u>このキャスクカーは一時に1体の炉心構成要素を移送するもので、使用済燃料の移送中の冷却及び遮へいを行う。外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機により給電される。アルゴンガス循環ブロワは2台あり、そのうち1台は予備である。</u></p> <p><u>以上の機能を果たすためキャスクカーは概略次の部分から構成される。</u></p> <p><u>(1) キャスク</u></p> <p><u>このキャスクは鉛円筒製で、炉心構成要素の吊上げ及び挿入を可能とするグリッパ機構、トランスファロータ等とこのキャスクとの間で炉心構成要素を密封状態で移転可能とするドアバルブ構造等が附属している。キャスク操作盤での放射線量率は、<u>80 μSv/h</u>以下である。</u></p> <p><u>(2) アルゴン循環装置</u></p> <p><u>この装置は、ブロワ、放熱器（アルゴン空気熱交換器）、及びアルゴン精製装置等からなる。本装置は使用済燃料移送時に燃料集合体の崩壊熱を除去するために冷却用アルゴンガスをキャスク内に循環させる装置である。</u></p> <p><u>(3) 操作盤</u></p> <p><u>操作盤はキャスクカー上に設けて、操作員はキャスクカーに搭乗してこれを操作する。操作盤</u></p>	<p>回転ラックピッチ円直径 <u>約</u> 4,170mm</p> <p>回転ラック回転速度 <u>約</u> 1/5 <u>回転/min</u></p> <p>トランスファロータケーシングは、<u>燃料集合体等を移送するための回転ラックを収納する円筒形のケーシングであり、格納容器に取り付けられる。また、格納容器内及び格納容器外にトランスファロータ出入孔を有し、当該孔にはドアバルブが設置される。トランスファロータケーシング内は、アルゴンガス雰囲気であり、当該ケーシングが設置されるトランスファロータ室に対して微正圧に管理することで、ケーシング内への空気の混入を防止している。</u></p> <p><u>トランスファロータ駆動装置は、回転ラックを回転させるためのものであり、トランスファロータ駆動装置室に設置される。回転ラックの回転は、通常、電動駆動されるが、万一の場合には、手動駆動により、所定の機能を果たすことができるように設計している。</u></p> <p>ポット予熱系は、<u>新燃料等を燃料取扱用キャスクカーから、回転ラックのポットに収納する際に、ポット内のナトリウムを事前に加熱するための設備</u>である。</p> <p>4.2.1.4 燃料取扱用キャスクカー</p> <p><u>燃料取扱用キャスクカーは、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備の装填燃料貯蔵設備の地下台車（新燃料移送台車）とトランスファロータ間での新燃料等の移送、又は、トランスファロータとナトリウム洗浄装置間での使用済燃料等の移送等に使用する設備である。なお、燃料取扱用キャスクカーは、照射燃料集合体試験施設との燃料集合体等の移送にも使用できる。</u></p> <p><u>燃料取扱用キャスクカーは、キャスク、アルゴンガス循環装置、操作盤及び台車等から構成する。</u></p> <p>キャスクは、<u>鉛製の遮蔽体等を有する鋼製の円筒容器である。また、燃料集合体等を吊上げ・吊下げするためのグリッパ機構、及びキャスク下部には、気密保持のためのドアバルブを有する。キャスク内は、アルゴンガス雰囲気である。</u></p> <p>使用済燃料等を取り扱う際には、<u>その崩壊熱を除去するため、ブロワ及び冷却器等から構成するアルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。なお、アルゴンガス循環装置には、2台のブロワを設置する。ブロワは、1台を予備機とし、多重性を確保するとともに、外部電源喪失時にあっても機能が維持されるよう、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。</u></p> <p><u>キャスク、アルゴンガス循環装置及び操作盤は、電動可変速度自走式の台車に設置される。なお、台車の過走行を防止するため、その軌道には、過走行防止装置を設けるものとする。</u></p> <p>操作員は、<u>燃料取扱用キャスクカーに搭乗し、操作盤において、台車走行操作、グリッパ及びドアバルブ操作、アルゴンガス流量・温度制御、及び余剰ガスの気体廃棄物処理設備への放出操作等を行う。なお、誤操作を防止するため、操作盤には、必要なインターロックを組み込むものとする。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>では</u>台車走行、グリップ及びドアバルブ操作、アルゴンガスの<u>流量、温度</u>の制御、及び余剰ガスの<u>廃ガス系</u>への放出操作等を行う。操作盤には<u>誤操作のないよう</u>必要なインタロックが<u>組込まれる</u>。</p> <p><u>(4) 台車</u> 台車は<u>電動可変速度の自走式であり、トランスファロータのドアバルブ部等のように接近余裕間隔の小さなところへの接近走行を容易にするとともに</u>過走行防止装置を設ける。</p> <p><u>(i) ナトリウム洗浄設備</u> 本設備は<u>原子炉から取り出された</u>使用済燃料<u>集合体</u>等に付着したナトリウムを洗浄するための設備で、<u>洗浄容器、アルゴンガス冷却系、水蒸気系、水系</u>から構成される。 <u>原子炉から取り出された</u>使用済燃料<u>集合体</u>等は、燃料取扱用キャスクカーで<u>運ばれ洗浄容器に装填される</u>。<u>洗浄容器</u>ではアルゴンガスを循環させて冷却しながら徐々に水蒸気を流してナトリウムと<u>反応させて洗浄を行い、反応終了後水を流して最終洗浄を行う</u>。<u>洗浄容器には、温度計、圧力計などがとりつけられ、反応が急激に進まないよう操作できるような構造になっている</u>。</p> <p><u>(ii) 燃料集合体缶詰設備</u> 本設備は、ナトリウム洗浄後の使用済炉心燃料集合体等を水冷却池で貯蔵する際、缶詰缶に封入するための設備である。缶詰缶はステンレス鋼製<u>であって、水冷却池で長期にわたって貯蔵しても腐食等の恐れがないようになっている</u>。缶詰缶の内部には、水を充填することにより、崩壊熱を除去し、缶詰缶内の<u>圧力が上昇して破損することのないように設計する</u>。</p> <p>4.2.5 新燃料貯蔵設備 本設備は<u>新燃料集合体の受入れ検査及び貯蔵を行うもので次の設備より構成される</u>。</p> <p>(1) 原子炉附属建物内新燃料貯蔵設備 (i) 新燃料受入設備 新燃料<u>集合体の受入れの際横置で搬出入を行うための設備である</u>。</p> <p>(ii) 新燃料検査設備 本設備は新燃料<u>集合体</u>を原子炉装荷前に検査するため<u>のものであって、アルファモニター及び寸法測定用機器が設けられる</u>。</p> <p>(iii) 装填燃料貯蔵設備 本設備は、床面で吊り下げられた 70 本の収納管、<u>移送機及びキャスクカーへ装填するための</u></p>	<p>4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置 <u>ナトリウム洗浄装置は、</u>使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備<u>であり、</u>洗浄容器、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。 使用済燃料等は、燃料取扱用キャスクカーにより、<u>燃料洗浄槽に装填される</u>。<u>燃料洗浄槽では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する</u>。 <u>ナトリウム洗浄装置は、温度計及び圧力計等の設置により必要な監視機能を確保することで、反応が急激に進むことがないように操作できる構造とする</u>。</p> <p>4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置 <u>燃料集合体缶詰装置は、</u>ナトリウム洗浄後の使用済燃料等を水冷却池で貯蔵するに<u>先立ち、当該使用済燃料等を缶詰缶に封入するための設備である</u>。<u>ナトリウム洗浄後の使用済燃料等は、回転移送機により、ナトリウム洗浄装置から缶詰缶に移送される</u>。 <u>なお、缶詰缶はステンレス鋼製とし、缶詰缶に封入した使用済燃料等を、水冷却池において長期に貯蔵した場合であっても、その腐食等のおそれがないものとする</u>。<u>また、缶詰缶の内部には、水を充填することとし、使用済燃料等の崩壊熱を除去するとともに、缶詰缶の内圧が上昇することによる缶詰缶の破損を防止するものとする</u>。</p> <p>4.2.2 核燃料物質貯蔵設備 4.2.2.1 新燃料貯蔵設備 新燃料を<u>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</u>。また、<u>一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける</u>。</p> <p>(1) 原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備 (i) 新燃料受入設備 新燃料受入設備は、<u>新燃料等を受け入れる際に使用する設備である</u>。<u>受け入れ・開梱された新燃料等は、横置きされ、新燃料検査設備に移送される</u>。<u>なお、新燃料等については、検査後、第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合がある</u>。</p> <p>(ii) 新燃料検査設備 <u>新燃料検査設備は、新燃料等を原子炉装荷前に検査するために使用する設備である</u>。<u>新燃料検査設備には、アルファモニター及び寸法測定用機器が設けられる</u>。</p> <p>(iii) 装填燃料貯蔵設備 <u>装填燃料貯蔵設備は、床面で吊り下げられた 70 本の収納管に新燃料等を収納するた</u></p>

変更前	変更後												
<p>地下台車等からなる。 <u>これらの収納管は、臨界に至らないような燃料間隔を保つように配列する。</u></p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物内新燃料貯蔵設備 <u>本設備は、所内に受け入れた新燃料集合体を、貯蔵するためのものである。受け入れた新燃料集合体は、床面で吊り下げられた 64 本の収納管に収納し貯蔵する。</u> 収納管は、臨界に至らないような燃料間隔を保つように配列する。 なお、燃料集合体以外の炉心構成要素等も貯蔵する場合もある。</p> <p><u>4.2.3 炉内燃料貯蔵ラック</u> 炉内燃料貯蔵ラックは炉心と同心の円周上に配置され、周上に炉心燃料集合体等を入れるポットを収納できる構造となっており、炉心構造物内に形成される。仕様の概要は次のとおりである。</p> <table border="0" data-bbox="534 903 1038 987"> <tr> <td>数</td> <td>量</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>配列ピッチ径</td> <td></td> <td>約 2,000 mm</td> </tr> </table> <p><u>4.2.6 使用済燃料貯蔵設備</u> <u>本設備は、使用済燃料集合体等の洗浄、缶詰、及び貯蔵を行うもので次の設備から構成される。</u></p>	数	量	30	配列ピッチ径		約 2,000 mm	<p><u>めに、必要な容量（貯蔵能力：新燃料集合体 70 体）を確保するとともに、新燃料等が臨界に達するおそれがないように、これらの収納管を適切な間隔を有するように配列した設計とする。また、装填燃料貯蔵設備には、新燃料等を取り扱うための移送機、及び新燃料等を燃料取扱用キャスクカーに移送するための地下台車（新燃料移送台車）を設ける。なお、装填燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。</u></p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備 <u>第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備は、受け入れた新燃料等の貯蔵に使用する設備であり、新燃料等は、床面で吊り下げられた 64 本の収納管に収納・貯蔵される（貯蔵能力：新燃料集合体 64 体）。これらの収納管については、新燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を有するように配列した設計とする。なお、第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。</u></p> <p><u>(3) 炉内燃料貯蔵ラック</u> 炉内燃料貯蔵ラックは、炉心構造物であるパレル構造体に形成されるものであり、新燃料等をポットに収納した状態で一時的に中継貯蔵する設備である。主な仕様を以下に示す。なお、炉内燃料貯蔵ラックは、使用済燃料の一時的な中継貯蔵にも使用される。また、燃料集合体以外の炉心構成要素等の一時的な中継貯蔵にも使用される。</p> <table border="0" data-bbox="1751 987 2226 1155"> <tr> <td>数量</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td></td> <td><u>ただし、燃料集合体の貯蔵能力は、新燃料等と使用済燃料等の合計で約 27 体とする。</u></td> </tr> <tr> <td>配列ピッチ径</td> <td>約 2,000mm</td> </tr> </table> <p><u>4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備</u> <u>使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等から構成される。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。</u> <u>使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するように設計する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとし、適切な水深を確保できるものとする。</u> <u>また、使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、水冷却浄化設備については、通常状態において、水温を42℃以下に管理できるように設計する。</u> <u>使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。</u> <u>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。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。</u> <u>なお、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃</u></p>	数量	30		<u>ただし、燃料集合体の貯蔵能力は、新燃料等と使用済燃料等の合計で約 27 体とする。</u>	配列ピッチ径	約 2,000mm
数	量	30											
配列ピッチ径		約 2,000 mm											
数量	30												
	<u>ただし、燃料集合体の貯蔵能力は、新燃料等と使用済燃料等の合計で約 27 体とする。</u>												
配列ピッチ径	約 2,000mm												

変更前	変更後
<p>(1) 原子炉附属建物内使用済燃料貯蔵設備</p> <p><u>(i) ナトリウム洗浄設備</u> (省略)</p> <p><u>(ii) 燃料集合体缶詰設備</u> (省略)</p> <p><u>(iii) 水冷却池設備</u> 本設備は、缶詰された使用済炉心燃料集合体等を貯蔵するための設備であって、常時 200 体の使用済炉心燃料集合体を貯蔵する能力がある。貯蔵ラックは臨界に至らないように設計される。</p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物内使用済燃料貯蔵設備 本設備は、缶詰に収容された使用済燃料集合体等を貯蔵及び冷却するための設備で、水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等より構成され、600 体の使用済燃料集合体を貯蔵する能力とする。 水冷却池の構造は、コンクリートの壁に内面をステンレス鋼で内張りした強固な水槽とする。コンクリートの壁厚は、使用済燃料集合体からの放射線の遮へいを考慮し、十分に厚くする。水冷却池には、水位警報、漏えい検出装置等を設置し、万一漏えいが生じても早期に検知できるようにする。また、水冷却池には使用済燃料集合体の搬出入用の容器が沈められるように、その一端にキャスクピットを設ける。 貯蔵ラックは耐震 A クラスの構造とし、貯蔵ラックのラック中心間隔は容量いっぱいの燃料集合体を貯蔵しても実効増倍率が 0.95 以下になるよう設計する。なお、貯蔵ラックは、必要が生じた場合炉心及び炉内貯蔵ラック内の全燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。 水冷却浄化設備は、燃料要素最高燃焼度約 90,000MWd/t まで燃焼し、60 日間炉内貯蔵ラックに貯蔵された 600 体の使用済燃料集合体が冷却できるよう水冷却池の水温が約 52℃を超え</p>	<p>料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。)は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入量 (79 体) 以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。また、使用済燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。</p> <p>(1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。 水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により熔融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.6 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。 また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等を使用するクレーン (キャスククレーン)、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン (揚重物を含む。) については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。 水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> <p>(2) 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、600 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。 水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により熔融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.7 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。 また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等を使用するクレーン</p>

変更前	変更後
<p>ないように設計し、通常状態においては 42℃以下に管理する。水冷却浄化設備系統図を第 7.2.5 図に示す。</p> <p>水冷却池室用のクレーンは、インタロックによってクレーンの走行範囲を限定し、貯蔵ラック上を重量物が通過できないようにする。</p> <p>(3) 第二使用済燃料貯蔵建物内使用済燃料貯蔵設備</p> <p>本設備は、缶詰缶に収納された使用済燃料集合体及び缶詰缶より取出した使用済反射体等を冷却及び貯蔵するための設備で、水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等より構成される。本設備の貯蔵能力は、使用済燃料集合体 350 体及び使用済反射体等 450 体である。</p> <p>水冷却池の構造は、コンクリートの壁をステンレス鋼で内張りした強固な水槽とする。コンクリートの壁厚及び水冷却池の水深は、使用済燃料集合体及び使用済反射体等からの放射線の遮へいを考慮し、それぞれ十分に厚く、かつ、深くする。水冷却池には水位警報、漏えい検出装置等を設置し、万一漏えいが生じても早期に検知できるようにする。また、水冷却池には使用済燃料集合体等の搬入用の容器が沈められるように、その一端にキャスクピットを設ける。</p> <p>貯蔵ラックは耐震 A s クラスの構造とし、使用済燃料集合体を貯蔵するラックの中心間隔は、容量いっぱい燃料集合体を貯蔵しても実効増倍率が 0.95 以下になるように設計する。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰缶から取出した状態で貯蔵する構造とし、本ラックへの缶詰缶入り使用済燃料の誤装荷を防止する設計とする。</p> <p>なお、反射体等を缶詰缶から取出すため水冷却池の一端に缶詰缶開封装置を設ける。</p> <p>水冷却池室天井のキャスククレーンは、ワイヤを二重化すると共に輸送容器等重量物を取扱う場合は、貯蔵ラック上を走行できないようインタロックを設け、かつ、駆動電源の喪失に対し輸送容器の落下を防止するフェイルセーフな設計とする。</p> <p>水冷却池内で使用済燃料集合体等を移送する燃料移送機は、使用済燃料集合体を収納した缶詰缶及び使用済反射体等の落下を防止する構造とすると共に、駆動電源等の喪失に対しフェイルセーフな設計とし、かつ、制御系のインタロックにより誤操作を防止する。さらに、これら缶詰缶や使用済反射体等が万一落下した場合でも、水冷却池の機能喪失を防止する設計とする。また、建物内水冷却池室等には放射線管理設備を設けて空間線量率等を監視し、過度の放射線レベルに達した時は現場及び中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>これら貯蔵設備については、その使用前に必ず機能試験及び検査を実施すると共に、運転開始後は定期的な巡視点検及び検査を行い、その健全性を確認する。また、水冷却浄化設備については、定期的に冷却水を分析し、その浄化能力を適切に維持する。</p> <p>水冷却浄化設備は、炉心より取出した後炉内で 60 日以上冷却され、その後原子炉附属建物内の水冷却池あるいは第一使用済燃料貯蔵建物内の水冷却池で 1 年以上冷却貯蔵された使用済燃料集合体 350 体及び使用済反射体等 450 体を冷却できるよう、かつ、水冷却池の水温が 52℃を超えないように設計し、通常状態においては 42℃以下で管理する。水冷却浄化設備系統図を</p>	<p>ーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インタロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。</p> <p>水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インタロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p> <p>(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備</p> <p>第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、350 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。また、450 体の使用済反射体等を貯蔵できる。</p> <p>なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から取り出すための缶詰缶開封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラックに缶詰缶に封入された使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。</p> <p>水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。</p> <p>水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.8 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インタロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。</p> <p>水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インタロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</p>

変更前	変更後
<p>第 7.2.6 図に示す。 <u>なお、水冷却池には排水口を設けないものとし、かつ、水冷却池に入る配管にはサイフォンブ レーカーを設け、水冷却池水の流出を防止する設計とする。</u></p> <p>4.2.7 <u>燃料取扱用キャスクカー</u> (省略)</p> <p>5. 原子炉冷却系 5.1 概 要 <u>本原子炉で発生する熱は 2 ループの冷却材により除去される。</u> <u>1 次ナトリウムループにより原子炉から除去された熱は、主中間熱交換器を経由して、非放射性の 2 次ナトリウムループに伝えられ、主冷却機により大気中に放出される。このように間接サイクルを 採用して 1 次冷却系を格納容器内に収納しているため、配管事故を想定した場合でも放射性物質が 大気中に放散されるのを防ぐことができる。</u> <u>1 次アルゴンガス系は放射性であるが、格納容器外に気密性を考慮した機器室を設置し収納する。 格納容器と附属建物南側との間の配管には隔離弁を設け、格納容器内の事故が附属建物内機器へ伝 播することを抑制する。</u> <u>1 次冷却系主配管、補助冷却 1 次系の配管の一部及び主要機器はナトリウム漏えいの際のバック アップ並びに漏えい検出のために二重構造とする。配管は熱応力、耐震性を考慮して設計する。</u> <u>機器のナトリウム自由液面のカバーガス及びシールガスとしてアルゴンガスを用い、その他の液 体金属と接しない予熱、冷却等のガスとして窒素ガスを用いる。</u></p> <p>5.5 <u>運転方法</u></p>	<p>5. 原子炉冷却系 <u>統施設</u> 5.1 概 要 <u>原子炉冷却系統施設は、1 次主冷却系、2 次主冷却系及びその他の設備から構成する (第 5.1.1 図参 照)。1 次主冷却系及び 2 次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時 において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の 残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維 持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、これらの熱を最終 ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。</u> <u>ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1 次冷却 材及び 2 次冷却材に蓄積された熱であり、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去 する。</u> <u>なお、原子炉冷却系統施設にあつては、1 次主冷却系、1 次補助冷却系及び 1 次ナトリウム充填・ド レン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し (第 5.1.2 図参照)、2 次主冷却系、2 次補助冷却系 並びに 2 次ナトリウム純化系及び 2 次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当す る。また、1 次主冷却系、2 次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するもの がある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1 次主循環ポンプ、オーバフロ ーカラム及び 1 次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガ スは、シールガス及びページガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあつ ては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。</u> <u>原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転 時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及 び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガ ス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するお それがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が 生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成す る 1 次主冷却系、1 次補助冷却系の機器・配管については二重構造とするとともに、仕切板等により容 積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であ るナトリウムの漏えい拡大を防止し、1 次冷却材の液位を 1 次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な 高さ (原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm) に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間 隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する水平部等の適切な位置に、単純な構造を 用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの 1 次冷却材 (ナトリウム) の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。</u> <u>原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>原子炉冷却系の運転概要は次のとおりである。</u></p> <p>(1) 起動準備 <u>ナトリウム系、カバーガス系の弁の開閉状態、オーバフロー用電磁ポンプの状態、主循環ポンプ軸シール部ダウンフローガスの状態、系の温度、圧力、液面が所定の状態にあることを確認する。</u></p> <p>(2) 主循環ポンプの起動 <u>主循環ポンプを起動し、回転数制御により<u>規定の流量に保つ。</u></u></p> <p>(3) 温度上昇及び保持 予熱<u>電気ヒータ並びに</u>1次<u>冷却系</u>、2次<u>冷却系</u>主循環ポンプ入熱により1次冷却材温度を250℃まで昇温し保持する。</p> <p>(4) <u>炉心の出力上昇</u> <u>MK-III炉心にあつては</u>1次冷却系冷却材流量を約2,700 t/h、2次冷却系冷却材流量を約2,400 t/hに保持したまま、温度250℃の等温<u>運転状態より</u>制御棒を徐々に引抜き、核加熱を<u>行う</u>。<u>核加熱による系統昇温中は</u>主冷却機の主送風機を停止し、ダンパを閉にしておく。<u>温度の上昇率は</u>50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。原子炉入口1次冷却材温度が<u>MK-III炉心にあつては</u>目標温度（通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。）に<u>なったらその温度が</u>一定に保たれるように、主冷却器の空気流量を調節する。<u>また、原子炉出口1次冷却材温度は</u>温度計により検出し、<u>炉出力の指示として用いる。</u></p> <p>なお、試験目的に応じて、原子炉入口1次冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満の温度とする場合は、目標出力（定格出力を上回らない出力）を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。</p> <p>(5) 出力降下と停止 制御棒の挿入により出力を下げる場合にも、原子炉入口1次冷却材温度が<u>MK-III炉心にあつては</u>目標温度になるようにし、主冷却器空気流量を調節する。燃料交換等を行うために原子炉を長期間停止する場合には、<u>炉停止後</u>主冷却器空気流量を調節し、<u>冷却系全体を</u>温度変化速度50℃/h以下で約250℃まで温度降下させ、その値に保持する。必要な場合には予熱設備を用いる。</p> <p>5.2 1次冷却系 5.2.1 概要 <u>1次冷却系は、原子炉で発生した熱を冷却材ナトリウムにより除去する系統で、2ループからなる。</u> <u>第5.2.1図に示すように、ナトリウムは主循環ポンプにより吐出され、サイフォンブレイカラインを通過した後、炉容器高圧プレナムへと導かれる。高圧プレナムからは</u>主要目に示した原子炉入口温</p>	<p>(1) 起動準備 <u>1次主冷却系、2次主冷却系、ナトリウム充填・ドレン設備及びアルゴンガス設備等の弁の開閉、各種ポンプの運転及びプラント各部の温度・圧力・液面等が所定の状態にあることを確認する。</u></p> <p>(2) 主循環ポンプの起動 <u>1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを起動し、回転数制御等により、1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)とし、当該流量を保持する。</u></p> <p>(3) 温度上昇及び保持 <u>ナトリウム予熱設備、及び1次主循環ポンプ・2次主循環ポンプの運転に伴う入熱により、1次冷却材温度を約250℃まで昇温し、保持する。</u></p> <p>(4) 出力上昇 1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(<u>2ループの合計</u>)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(<u>2ループの合計</u>)に保持し、<u>冷却材温度が約250℃の等温状態とする。その後、</u>制御棒を徐々に引き抜き、核加熱による系統昇温を実施する。<u>なお、系統昇温中にあつては、</u>主冷却機の主送風機を停止状態に、かつ、<u>出入口ダンパ等を閉止した状態として、温度変化率が</u>50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。<u>また、</u>原子炉入口冷却材温度が、目標温度（通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。）に<u>到達後は、目標温度で</u>一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。</p> <p><u>系統昇温終了後、制御棒を徐々に引き抜き、出力上昇を行う。出力上昇中における温度変化率は</u>50℃/h以下とする。<u>また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機起動を含む)。</u>原子炉出力の監視には、<u>核計装の指示値の他に、原子炉出口冷却材温度が用いられる。</u>なお、試験目的に応じて、原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満とする場合は、目標出力（定格出力を上回らない出力）を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。</p> <p>(5) 出力降下と停止 制御棒を徐々に挿入することで、出力を降下させる。<u>出力降下時において、</u>原子炉入口冷却材温度が、<u>目標温度で一定に保持される</u>ように、主冷却器の空気流量を調節する。<u>(主送風機停止を含む)。</u>原子炉停止後、燃料交換等のため原子炉を長期に停止する場合には、<u>必要に応じて、</u>主冷却器の空気流量を調整し、<u>系統降温を実施する。系統降温中における温度変化率は</u>50℃/h以下とする。<u>冷却材温度が約250℃に到達したところで、その温度が一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。また、必要に応じて、ナトリウム予熱設備を使用する。</u></p> <p>5.2 1次主冷却系 5.2.1 概要 <u>原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行った後、又は原子炉</u></p>

変更前	変更後																																										
<p><u>度のナトリウムが炉心領域を下方より上方に流れる。一方、高圧プレナムから低圧プレナムへ分流されたナトリウムは炉心部周辺領域を上方に流れ、炉容器上部で炉心からのナトリウムと合流する。ナトリウムは炉容器上部壁に対称に設けられた2本の配管より流出し、各々の主中間熱交換器の胴側に入り、管側の非放射性ナトリウムと熱交換を行って冷却され、主循環ポンプへ戻る。一方、オーバフロータンクからは電磁ポンプにより一定量（最大約 1.1×10⁴ kg/h）のナトリウムを汲み上げ、炉容器上部側壁から炉内に注入する。</u></p> <p><u>炉容器内の余分のナトリウムは、上部側壁のノズルから流出し、重力によりオーバフロータンクへ流下する。これにより系の温度に無関係に1次冷却系機器のナトリウム液面は、一定に保たれる。</u></p> <p><u>系統の電源喪失事故時には自然循環により崩壊熱除去ができる。</u></p>	<p><u>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。主な仕様を以下に示す。</u></p>																																										
<p><u>1次冷却系主要目</u></p> <table border="0"> <tr> <td>原子炉からの伝熱量</td> <td></td> <td>140 MW_t</td> </tr> <tr> <td>全流量</td> <td></td> <td>約 2,700 t/h</td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> <td></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>1ループ当りの流量</td> <td></td> <td>約 1,350 t/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2"><u>運 転 温 度</u></td> <td>原子炉入口</td> <td>約 350 °C</td> </tr> <tr> <td>原子炉出口</td> <td>約 500 °C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">設 計 温 度</td> <td>ホットレグ</td> <td>550 °C</td> </tr> <tr> <td>コールドレグ</td> <td>450 °C</td> </tr> </table>	原子炉からの伝熱量		140 MW _t	全流量		約 2,700 t/h	ループ数		2	1ループ当りの流量		約 1,350 t/h	<u>運 転 温 度</u>	原子炉入口	約 350 °C	原子炉出口	約 500 °C	設 計 温 度	ホットレグ	550 °C	コールドレグ	450 °C	<table border="0"> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>140MW</td> </tr> <tr> <td>全流量</td> <td>約 2,700t/h</td> </tr> <tr> <td>ループ (回路) 数</td> <td>2 回路</td> </tr> <tr> <td>1ループ当りの流量</td> <td>約 1,350t/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉出口冷却材温度</td> <td>約 500°C*</td> </tr> <tr> <td>原子炉入口冷却材温度</td> <td>約 250～約 350°C</td> </tr> <tr> <td>原子炉入口冷却材圧力</td> <td>約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>*：原子炉入口冷却材温度約 350°Cにおける値である。</u></td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>ホットレグ 550°C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>コールドレグ 450°C</td> </tr> </table>	原子炉熱出力	140MW	全流量	約 2,700t/h	ループ (回路) 数	2 回路	1ループ当りの流量	約 1,350t/h	原子炉出口冷却材温度	約 500°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/cm ² [gage] (約 0.49MPa[gage])	<u>*：原子炉入口冷却材温度約 350°Cにおける値である。</u>		設計温度	ホットレグ 550°C		コールドレグ 450°C
原子炉からの伝熱量		140 MW _t																																									
全流量		約 2,700 t/h																																									
ループ数		2																																									
1ループ当りの流量		約 1,350 t/h																																									
<u>運 転 温 度</u>	原子炉入口	約 350 °C																																									
	原子炉出口	約 500 °C																																									
設 計 温 度	ホットレグ	550 °C																																									
	コールドレグ	450 °C																																									
原子炉熱出力	140MW																																										
全流量	約 2,700t/h																																										
ループ (回路) 数	2 回路																																										
1ループ当りの流量	約 1,350t/h																																										
原子炉出口冷却材温度	約 500°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/cm ² [gage] (約 0.49MPa[gage])																																										
<u>*：原子炉入口冷却材温度約 350°Cにおける値である。</u>																																											
設計温度	ホットレグ 550°C																																										
	コールドレグ 450°C																																										
<p>5.2.2 <u>構成機器</u></p> <p>(2) <u>主中間熱交換器</u></p> <p>主中間熱交換器は、<u>第 5.2.3 図に示すようなたて形自由液面式</u>シェルアンドチューブ型熱交換器である。1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、<u>管群の間を</u>通って下向きに流れ胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し上部プレナムを通過して上端の出口ノズルから出る。熱交換器は保守点検が容易なように内部が<u>拔出</u>せる構造とする。<u>伝熱管の熱応力は</u>下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって緩和する。</p> <p><u>伝熱管破損の場合に、1次ナトリウムが2次ナトリウム中に流入し2次冷却系を汚染することがないように、2次ナトリウムの圧力を1次ナトリウムの圧力より高くする。</u></p> <p><u>主中間熱交換器主要目</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td></td> <td>たて形自由液面式 シェルアンドチューブ型 熱交換器</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td><u>定 格 容 量</u></td> <td></td> <td>70 MW/基</td> </tr> </table>	型 式		たて形自由液面式 シェルアンドチューブ型 熱交換器	基 数		2	<u>定 格 容 量</u>		70 MW/基	<p>5.2.2 <u>主要設備</u></p> <p><u>5.2.2.1 主中間熱交換器</u></p> <p>主中間熱交換器は、<u>1次主冷却系の二つのループに1基ずつ</u>設けられる。主中間熱交換器は、<u>たて置</u>シェルアンドチューブ型熱交換器（<u>第 5.2.1 図参照</u>）であり、1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、<u>伝熱管外側を</u>下向きに流れ、胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し、<u>上部プレナムを</u>通過して上端の出口ノズルから<u>流出</u>する。主中間熱交換器は保守点検が容易なように内部<u>を引き出す</u>ことができる構造とする。<u>また、</u>下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって、<u>伝熱管の熱応力を</u>緩和する。<u>なお、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力は、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。</u>主中間熱交換器の主な仕様を以下に示す。</p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>たて置シェルアンドチューブ型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td><u>容量（定格）</u></td> <td>70MW/基</td> </tr> <tr> <td><u>使用材料</u></td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </table>	型式	たて置シェルアンドチューブ型	基数	2 基	<u>容量（定格）</u>	70MW/基	<u>使用材料</u>	ステンレス鋼																									
型 式		たて形自由液面式 シェルアンドチューブ型 熱交換器																																									
基 数		2																																									
<u>定 格 容 量</u>		70 MW/基																																									
型式	たて置シェルアンドチューブ型																																										
基数	2 基																																										
<u>容量（定格）</u>	70MW/基																																										
<u>使用材料</u>	ステンレス鋼																																										

変更前			変更後		
設計圧力 (耐圧部)	胴部 管部	1 kg/cm ² g 5 kg/cm ² g	設計圧力 (耐圧部)	胴部 管部	1kg/cm ² <u>[gage]</u> (約 98kPa[gage]) 5kg/cm ² <u>[gage]</u> (約 0.49MPa[gage])
設計温度		550 °C	設計温度		550°C
1次冷却材流量		約 1,350 t/h/基	1次冷却材流量		約 1,350t/h/基
2次冷却材流量		約 1,200 t/h/基	2次冷却材流量		約 1,200t/h/基
<p><u>(1) 1次冷却系主循環ポンプ</u></p> <p>各1次冷却系ループに冷却材を循環させるための主循環ポンプを1台ずつ設ける。また、ポンプ内ナトリウム液面を一定に保つためにオーバフローコラムを設ける。主循環ポンプは第5.2.2図に示すたて軸自由液面型遠心ポンプであり、ポンプ本体（内部構造）と本体を納めた外ケーシングから成る。</p> <p>ポンプ本体はインペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等が組立てられたもので、メンテナンス時には、配管に溶接された外ケーシングを残してポンプ本体のみを引き出すことができる。外ケーシングの液体ナトリウムに接する部分は、ジャケットで覆う二重構造とし、ポンプ予熱及び万一ナトリウムが漏えいしたときの漏えい検出とナトリウム保持ができるようになっている。</p> <p>主中間熱交換器出口から、ポンプに流れてきたナトリウムは、外ケーシングの吸込口からポンプに入り、インペラによって加圧され、ディフューザを通り高圧室に入り吐出口から流出する。高圧ナトリウムの一部はポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給される。静圧軸受から流出したナトリウムはポンプ内ナトリウム液面を一定に保つために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムへ流れる。ナトリウム液面はアルゴンカバーガスで覆い、アルゴンガスと外気とはメカニカルシールでシールする。このメカニカルシール及びポンプ上部のころがり軸受は潤滑油により潤滑する。潤滑装置はアルゴンカバーガスが外気に漏えいしないよう密閉回路とし、また潤滑油がナトリウム中に侵入しないような考慮を払っている。</p> <p>ポンプ上部には軸継手を介して駆動用主電動機を取付ける。ポンプの流量調整は主電動機の回転数制御により行う。なお、1次冷却系主循環ポンプはMK-III炉心及びMK-II炉心でも運転可能な性能を有する。</p> <p>MK-III炉心では、流量調整範囲は約 10 ~ 100 %の間で連続的可変である。原子炉がスクラムした場合（外部電源喪失及び1次冷却系主循環ポンプ故障の場合を除く）、ポンプ回転数は約 10 秒の時定数で慣性降下し、低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量で一定になるよう制御される（ランバック制御）。</p> <p>ポンプ駆動電源が喪失すると、ポンプ回転数は約 10 秒の時定数で慣性降下する。余熱除去設備で述べるように外部電源喪失時の炉心流量を確保するために、主電動機には、非常用の直流電源で運転できるポニーモータを取付ける。</p> <p><u>1次冷却系主循環ポンプ主要目</u></p>			<p><u>5.2.2.2 1次主循環ポンプ</u></p> <p>1次主循環ポンプは、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。1次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ（第5.2.2図参照）であり、ポンプ本体（内部構造）と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。外ケーシングのうち、冷却材であるナトリウムに接液する部分には、ジャケットを設け、二重構造とし、万一、当該部（原子炉冷却材バウンダリ）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、ナトリウム漏えいの早期検知を図る。</p> <p>主中間熱交換器出口から、1次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。また、高圧の冷却材の一部は、ポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給され、当該静圧軸受から流出した冷却材は、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムに導入される。</p> <p>1次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。また、その原子炉カバーガス等のバウンダリにおいては、メカニカルシールを使用する。1次主循環ポンプのメカニカルシール及び軸受には、潤滑油を用いるものとするが、潤滑油の供給等に用いる潤滑油ポンプ等については、密封回路とし、カバーガスの漏えいを防止できるものとするとともに、供給した潤滑油が冷却材中に混入することを防止できる構造とする。</p> <p>ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用主電動機と接続される。1次主循環ポンプの流量は、当該主電動機の回転数を制御することで調整する。流量調整範囲は、約 10~100%の間で連続可変とする。また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（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。）には、1次主循環ポンプの回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下するものとし、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）にて一定流量で運転できるものとする。なお、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次主循環ポンプの回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、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る一定流量運転に移行するものとする。1次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。</p>		
型式	式	たて軸自由液面型遠心式	型式	式	たて軸自由液面型遠心式
基数	数	2	基数	数	2基
運転温度		約 350 °C	容量 (定格)		約 1,350t/h/基
設計温度		450 °C	揚程 (定格)		約 60mNa
定格流量		約 1,350 t/h	運転温度		約 350°C

変更前	変更後
<p><u>定 格 揚 程</u> 約 60 mNa</p>	<p>設計温度 450℃</p>
<p><u>ポニーモータ運転時の炉心流量</u> <u>(定格流量に対する割合)</u> 約 5%/台</p>	
(なし)	(追加)
(なし)	<p><u>5.2.2.3 配管</u> <u>(省略)</u></p>
(なし)	(追加)
(なし)	<p><u>5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u> <u>(省略)</u></p>
5.3 2次冷却系	5.3 2次 <u>主</u> 冷却系
5.3.1 概 要	5.3.1 概要
<p><u>2次冷却系は1次冷却系から主中間熱交換器を介して伝えられた熱を空冷式主冷却器により大気中に放散する系統で、1次冷却系に合わせて2ループからなっている。</u></p>	<p><u>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次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、第5.1.1図に示すように、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。主な仕様を以下に示す。</u></p>
<p><u>本系統の冷却材は非放射性であるので、系統機器は原子炉附属建物に隣接する主冷却機建物内に収納し、地下の配管路を通じて格納容器内の主中間熱交換器と接続する。</u></p>	
<p><u>ナトリウムは、主循環ポンプより吐出され、主中間熱交換器の管側に入り胴側を流れる1次ナトリウムと熱交換された後、主冷却器に入り伝熱管の外側を流れる空気により冷却され、再びポンプに戻る。主冷却器は、水平に置かれた伝熱管を鉛直方向の空気流で冷却する構造になっている。冷却用空気は建物側面より吸込まれ、主送風機、主冷却器を通過して外気へ放出される。ナトリウム流量は主循環ポンプの回転数制御によって調節し、除熱量は主冷却器の風量制御により調節する。自然循環時における除熱量制御は主冷却器空気ダクトのダンパの開度調節で行う。</u></p>	
<p><u>2次冷却系主要目</u></p>	
<p>除 熱 量 140 MW_t</p>	<p><u>全除熱量</u> 140MW</p>
<p>ル ー プ 数 2</p>	<p>ループ <u>(回路) 数</u> 2 <u>回路</u></p>
<p><u>ナトリウム流量 (1ループ当たり)</u> 約 1,200 t/h</p>	<p><u>1ループ当たりの流量</u> 約 1,200t/h</p>
<p><u>ナトリウム運転温度</u></p>	
<p>主中間熱交換器出口 約 470 °C</p>	<p>主中間熱交換器出口 <u>冷却材温度</u> 約 440°C*</p>
<p>主中間熱交換器入口 約 300 °C</p>	<p>主中間熱交換器入口 <u>冷却材温度</u> 約 320°C*</p>
<p>大 気 温 度 40 °C</p>	<p><u>*：原子炉入口冷却材温度約350℃における値である。</u></p>
<p>設計圧力 (<u>ポンプ出口</u>) 5 kg/cm²g</p>	<p>設計圧力 5kg/cm²<u>[gage]</u> (約0.49MPa<u>[gage]</u>) (<u>2次主循環ポンプ出口</u>)</p>
<p>設計温度</p>	
<p>ホットレグに接続される配管 520 °C</p>	<p>設計温度 ホットレグ 520°C</p>
<p>コールドレグに接続される配管 400 °C</p>	<p>コールドレグ 400°C</p>
	<p>大気 40°C</p>
5.3.2 <u>構成機器</u>	5.3.2 <u>主要設備</u>
<p><u>(2) 主冷却機</u></p>	<p><u>5.3.2.1 主冷却機</u></p>

変更前	変更後																																						
<p><u>空冷式の主冷却機は原子炉で発生する熱を大気中に放散する装置である。</u> <u>主冷却機は2次冷却系1ループにつき2基を並列に接続したものである。このように構成することによって自然循環を容易にする。</u>主冷却機は多数本のフィン付管を水平に配列した主冷却器と、この管束部に空気を送り込む主送風機設備から構成される。 <u>2ループ分の合計4基の主冷却機は、主冷却機建物の両側に2基ずつ配置され、空気は建物側面の下方より取入れ、主送風機、主冷却器を通り上方に排出される。主冷却器のナトリウムのドレンは主冷却器出口側主配管から、ガスのベントは主冷却器入口側主配管から行うことができる。</u> <u>主送風機設備は主送風機のほか、インレットベーン、出入口ダンパ、ダクト類及び予熱設備から構成される。主送風機はインレットベーンと入口ダンパにより、冷却材温度制御系から制御信号を受けて、風量を定格値の100%から約5%まで連続的に変化させる機能を有している。またダンパは、各主送風機停止時、自然通風冷却を行う際に冷却材温度制御系からの信号に応じて風量の調節を行うと共に必要な場合には全閉できる。予熱設備は主冷却器内でのナトリウム凝固を防止するものである。MK-III炉心においては第5.3.2図に示すように除熱能力を向上させた主冷却機を用いる。</u></p>	<p><u>主冷却機は2基を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却機は、多数のフィン付管を水平に配列した(フィン付空冷多管式)主冷却器及び主冷却器に空気を送り込む主送風機設備等から構成する(第5.3.1図参照)。</u>2次冷却材は、主冷却器のフィン付管内に導入される。主送風機により送り込まれる空気は、フィン付管の下方から導入され、フィン付管外側のギャップを通して上向きに流れ、熱交換した後、大気中に排出される。主送風機設備は、主送風機、インレットベーン、出入口ダンパ及びダクト類等から構成する。主送風機は、通常運転時において、一定出力で運転されており、主冷却器の空気流量は、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整することで制御される(出口ダンパは一定開度で保持)。なお、インレットベーンと入口ダンパの開度は、原子炉冷却材温度制御系により調整される。各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5~100%である。また、原子炉停止(原子炉保護系(スクラム)の作動によるものを含む。)時には、主送風機は停止され、除熱は自然通風により行われる。なお、主送風機には、主送風機の停止が必要となった場合に、その停止を迅速に行うための電磁ブレーキが設けられている。原子炉停止時における自然通風除熱時にあつては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できるものとする。主冷却機的主要仕様を以下に示す。</p>																																						
<p><u>主冷却機主要目</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>空冷フィンチューブ多管式</td> </tr> <tr> <td>数量</td> <td>2基/ループ (各基は主冷却器と主送風機からなる)</td> </tr> <tr> <td>定格容量</td> <td>35 MW/基</td> </tr> <tr> <td>設計圧力(ナトリウム側)</td> <td>3 kg/cm²g</td> </tr> <tr> <td>設計温度(ナトリウム側)</td> <td>520 °C</td> </tr> <tr> <td>ナトリウム温度 入口</td> <td>約 470 °C</td> </tr> <tr> <td> 出口</td> <td>約 300 °C</td> </tr> <tr> <td>ナトリウム流量 (1ループ当たり)</td> <td>約 1,200 t/h</td> </tr> <tr> <td>空気入口温度</td> <td>40 °C</td> </tr> <tr> <td>空気出口温度</td> <td>約 260 °C</td> </tr> <tr> <td>最大空気流量</td> <td>約 8,500 Nm³/min/基</td> </tr> </table>	型式	空冷フィンチューブ多管式	数量	2基/ループ (各基は主冷却器と主送風機からなる)	定格容量	35 MW/基	設計圧力(ナトリウム側)	3 kg/cm ² g	設計温度(ナトリウム側)	520 °C	ナトリウム温度 入口	約 470 °C	出口	約 300 °C	ナトリウム流量 (1ループ当たり)	約 1,200 t/h	空気入口温度	40 °C	空気出口温度	約 260 °C	最大空気流量	約 8,500 Nm ³ /min/基	<table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>フィン付空冷多管式</td> </tr> <tr> <td>数量</td> <td>2式(2基/式)</td> </tr> <tr> <td>容量(定格)</td> <td>50MW/式(25MW/基)</td> </tr> <tr> <td>設計圧力</td> <td>3kg/cm²[gage](約0.29MPa[gage])(冷却材バウンダリ)</td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>520°C(冷却材バウンダリ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>40°C(大気)</td> </tr> <tr> <td>空気出口温度</td> <td>約 260°C</td> </tr> <tr> <td>最大空気流量</td> <td>約 8,500Nm³/min/基</td> </tr> </table>	型式	フィン付空冷多管式	数量	2式(2基/式)	容量(定格)	50MW/式(25MW/基)	設計圧力	3kg/cm ² [gage](約0.29MPa[gage])(冷却材バウンダリ)	設計温度	520°C(冷却材バウンダリ)		40°C(大気)	空気出口温度	約 260°C	最大空気流量	約 8,500Nm ³ /min/基
型式	空冷フィンチューブ多管式																																						
数量	2基/ループ (各基は主冷却器と主送風機からなる)																																						
定格容量	35 MW/基																																						
設計圧力(ナトリウム側)	3 kg/cm ² g																																						
設計温度(ナトリウム側)	520 °C																																						
ナトリウム温度 入口	約 470 °C																																						
出口	約 300 °C																																						
ナトリウム流量 (1ループ当たり)	約 1,200 t/h																																						
空気入口温度	40 °C																																						
空気出口温度	約 260 °C																																						
最大空気流量	約 8,500 Nm ³ /min/基																																						
型式	フィン付空冷多管式																																						
数量	2式(2基/式)																																						
容量(定格)	50MW/式(25MW/基)																																						
設計圧力	3kg/cm ² [gage](約0.29MPa[gage])(冷却材バウンダリ)																																						
設計温度	520°C(冷却材バウンダリ)																																						
	40°C(大気)																																						
空気出口温度	約 260°C																																						
最大空気流量	約 8,500Nm ³ /min/基																																						
<p><u>(1) 2次冷却系主循環ポンプ</u> <u>2次冷却系主循環ポンプは第5.3.1図に示すようにたて軸自由液面型遠心ポンプで主冷却機建物内に据付ける。ポンプは下端に吸込ノズルがあり、主冷却器を出たナトリウムはここからポンプに入り、インペラ、ディフューザを通過して高圧となった後ケーシング側面の吐出ノズルから流出する。ポンプ内のナトリウム自由液面の上部はアルゴンガスで覆い、上部にある軸封装置、軸受保護のための熱遮へいを設ける。熱遮へいとポンプ部分は保守点検が容易にできるように外ケーシングをそのままにして抜き出すことができる。なお、MK-III炉心に用いる2次冷却系主循環ポンプの本体部分はMK-II炉心のものを使用し、駆動用電動機は容量を向上させたものを使用する。</u></p>	<p><u>5.3.2.2 2次主循環ポンプ</u> <u>2次主循環ポンプは、2次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。2次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.3.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構及び熱遮へい等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。</u> <u>主冷却器出口から、2次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。</u></p>																																						

変更前	変更後																																								
<p data-bbox="409 323 774 352"><u>2次冷却系主循環ポンプ主要目</u></p> <table data-bbox="433 411 1294 758"> <tr> <td>型式</td> <td>たて軸自由液面型遠心式</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td><u>設計圧力（容器部）</u></td> <td><u>5 kg/cm²g</u></td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>400 °C</td> </tr> <tr> <td><u>定格流量</u></td> <td>約 1,200 t/h</td> </tr> <tr> <td><u>定格揚程</u></td> <td>約 40 mNa</td> </tr> <tr> <td>運転温度</td> <td>約 <u>300 °C</u></td> </tr> <tr> <td><u>流量変化</u></td> <td><u>定格の約 35 ~ 100 %可変</u></td> </tr> </table> <p data-bbox="234 816 314 846">(なし)</p> <p data-bbox="261 1041 486 1071">5.4 <u>余熱除去設備</u></p> <p data-bbox="278 1087 831 1117">5.4.1 <u>1次冷却系主循環ポンプポニーモータ</u></p> <p data-bbox="347 1131 1466 1251">主循環ポンプの電源が喪失するとポンプは時定数約 10 秒でコーストダウンすることにより系統流量が低下し、ある値に達すると自動的に主循環ポンプ軸に取付けたポニーモータの運転に入る。ポニーモータは直流電動機で非常用電源に接続されている。</p> <table data-bbox="457 1850 1145 1971"> <tr> <td>型式</td> <td>たて軸直流電動機</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td><u>1 台/ループ</u></td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約 2.5 kW</td> </tr> </table>	型式	たて軸自由液面型遠心式	基数	2	<u>設計圧力（容器部）</u>	<u>5 kg/cm²g</u>	設計温度	400 °C	<u>定格流量</u>	約 1,200 t/h	<u>定格揚程</u>	約 40 mNa	運転温度	約 <u>300 °C</u>	<u>流量変化</u>	<u>定格の約 35 ~ 100 %可変</u>	型式	たて軸直流電動機	基数	<u>1 台/ループ</u>	出力	約 2.5 kW	<p data-bbox="1584 144 2742 352"><u>2次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用電動機と接続される。流量調整範囲は、約 35~100%の間で可変とする。なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には、2次主循環ポンプは停止し、2次主冷却系は、自然循環運転に移行するものとする。2次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。</u></p> <table data-bbox="1656 411 2036 758"> <tr> <td>型式</td> <td>たて軸自由液面型遠心式</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 <u>基</u></td> </tr> <tr> <td><u>容量（定格）</u></td> <td>約 1,200t/h/<u>基</u></td> </tr> <tr> <td><u>揚程（定格）</u></td> <td>約 40mNa</td> </tr> <tr> <td>運転温度</td> <td>約 <u>320°C</u></td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>400°C</td> </tr> </table> <p data-bbox="1507 816 1587 846">(追加)</p> <p data-bbox="1570 863 1745 936"><u>5.3.2.3 配管</u> <u>(省略)</u></p> <p data-bbox="1519 1041 1774 1071">5.4 <u>非常用冷却設備</u></p> <p data-bbox="1528 1087 2742 1295"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1555 1312 1783 1341"><u>(1) 1次主冷却系</u></p> <p data-bbox="1584 1358 2742 1478"><u>(i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。</u></p> <p data-bbox="1584 1495 2742 1791"><u>(ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。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次主循環ポンプの回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、当該回転数が設定点に達すると自動的に、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る一定流量運転に移行するものとする。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。ポニーモータの主な仕様を以下に示す。</u></p> <table data-bbox="1656 1850 1947 1971"> <tr> <td>型式</td> <td>たて軸直流電動機</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 <u>基</u></td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約 2.5kW</td> </tr> </table>	型式	たて軸自由液面型遠心式	基数	2 <u>基</u>	<u>容量（定格）</u>	約 1,200t/h/ <u>基</u>	<u>揚程（定格）</u>	約 40mNa	運転温度	約 <u>320°C</u>	設計温度	400°C	型式	たて軸直流電動機	基数	2 <u>基</u>	出力	約 2.5kW
型式	たて軸自由液面型遠心式																																								
基数	2																																								
<u>設計圧力（容器部）</u>	<u>5 kg/cm²g</u>																																								
設計温度	400 °C																																								
<u>定格流量</u>	約 1,200 t/h																																								
<u>定格揚程</u>	約 40 mNa																																								
運転温度	約 <u>300 °C</u>																																								
<u>流量変化</u>	<u>定格の約 35 ~ 100 %可変</u>																																								
型式	たて軸直流電動機																																								
基数	<u>1 台/ループ</u>																																								
出力	約 2.5 kW																																								
型式	たて軸自由液面型遠心式																																								
基数	2 <u>基</u>																																								
<u>容量（定格）</u>	約 1,200t/h/ <u>基</u>																																								
<u>揚程（定格）</u>	約 40mNa																																								
運転温度	約 <u>320°C</u>																																								
設計温度	400°C																																								
型式	たて軸直流電動機																																								
基数	2 <u>基</u>																																								
出力	約 2.5kW																																								

変更前	変更後																						
<p>電 源 直流 100 V ポニーモータ運転時の炉心流量 約 5 %/台 (定格流量に対する割合)</p>	<p>電源 直流 100V 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)</p>																						
	<p><u>(iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。</u></p> <p><u>(2) 2次主冷却系</u> <u>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。</u></p> <p><u>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u> <u>多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象又は全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、2次主冷却系の冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。</u></p>																						
<p>5.4.2 補助冷却系</p> <p><u>補助冷却系は、1次冷却系で炉心の冷却ができなくなった場合に、崩壊熱を除去する系統である。この系統は炉の通常運転時ナトリウム停滯防止のために小流量を保持する。補助冷却1次系は、炉容器内の吸込管始端を炉心上端より下側に開口して、炉容器内のナトリウムレベルが著しく低下した場合でも安全に運転できるようにする。</u></p> <p><u>補助冷却1次系の破損事故時に1次冷却系統の機能が失われることがないように、補助冷却1次系の炉容器貫通部は1次冷却系出口配管よりも高い位置に設ける。また、炉容器内ナトリウムレベルの低下に対しては、オーバフロー汲上電磁ポンプを定格運転することにより、オーバフロータンクよりナトリウムを炉容器内に汲上げ、レベル低下速度を緩和する。</u></p> <p><u>補助冷却1次ナトリウムは電磁ポンプにより吐出され、逆止弁を経て炉容器高圧プレナムに入り、炉心を冷却した後補助冷却系出口管を通して流出し、補助冷却系中間熱交換器で熱を補助冷却2次ナトリウムに伝達してポンプに戻る。系統の構成を第5.4.1図に示す。</u></p>	<p>5.5 補助冷却設備</p> <p><u>原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を設ける(第5.5.1図参照)。なお、通常運転時にあっては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滯しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。</u></p>																						
<p>補助冷却系主要目</p> <p><u>1次系</u></p> <table border="0"> <tr> <td>原子炉冷却量</td> <td>約 2.6 MW</td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>流 量</td> <td>約 56 t/h</td> </tr> <tr> <td>運転温度(中間熱交換器出口)</td> <td>約 370 °C</td> </tr> <tr> <td>(中間熱交換器入口)</td> <td>約 500 °C</td> </tr> </table>	原子炉冷却量	約 2.6 MW	ループ数	1	流 量	約 56 t/h	運転温度(中間熱交換器出口)	約 370 °C	(中間熱交換器入口)	約 500 °C	<table border="0"> <tr> <td>全除熱量</td> <td>約 2.6MW</td> </tr> <tr> <td>ループ(回路)数</td> <td>1回路(1次補助冷却系) 1回路(2次補助冷却系)</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>約 56t/h(1次補助冷却系) 約 56t/h(2次補助冷却系)</td> </tr> <tr> <td>補助中間熱交換器出口冷却材温度</td> <td>約 330°C*(1次補助冷却系)</td> </tr> <tr> <td>補助中間熱交換器入口冷却材温度</td> <td>約 460°C*(1次補助冷却系)</td> </tr> <tr> <td>補助中間熱交換器出口冷却材温度</td> <td>約 430°C*(2次補助冷却系)</td> </tr> </table>	全除熱量	約 2.6MW	ループ(回路)数	1回路(1次補助冷却系) 1回路(2次補助冷却系)	流量	約 56t/h(1次補助冷却系) 約 56t/h(2次補助冷却系)	補助中間熱交換器出口冷却材温度	約 330°C*(1次補助冷却系)	補助中間熱交換器入口冷却材温度	約 460°C*(1次補助冷却系)	補助中間熱交換器出口冷却材温度	約 430°C*(2次補助冷却系)
原子炉冷却量	約 2.6 MW																						
ループ数	1																						
流 量	約 56 t/h																						
運転温度(中間熱交換器出口)	約 370 °C																						
(中間熱交換器入口)	約 500 °C																						
全除熱量	約 2.6MW																						
ループ(回路)数	1回路(1次補助冷却系) 1回路(2次補助冷却系)																						
流量	約 56t/h(1次補助冷却系) 約 56t/h(2次補助冷却系)																						
補助中間熱交換器出口冷却材温度	約 330°C*(1次補助冷却系)																						
補助中間熱交換器入口冷却材温度	約 460°C*(1次補助冷却系)																						
補助中間熱交換器出口冷却材温度	約 430°C*(2次補助冷却系)																						

変更前	変更後
<p><u>2次系</u></p> <p>ループ数 1</p> <p>流量 約 56 t/h</p> <p><u>運転温度 (冷却器出口ナトリウム温度)</u> 約 340 °C</p> <p><u>(冷却器入口ナトリウム温度)</u> 約 470 °C</p> <p><u>補助冷却系構成機器</u></p> <p><u>中間熱交換器</u> 1基</p> <p><u>1次系電磁ポンプ</u> 1基</p> <p><u>2次系電磁ポンプ</u> 1基</p> <p><u>空気式冷却機</u> 1基</p>	<p><u>補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300°C* (2次補助冷却系)</u></p> <p><u>* : 原子炉入口冷却材温度約 350°Cにおける値である。</u></p> <p><u>(1) 1次補助冷却系</u></p> <p><u>1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあっても、運転できるものとする。主な仕様を以下に示す。</u></p> <p><u>(i) 補助中間熱交換器</u></p> <p><u>型式 たて置シェルアンドチューブ型</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 約 2.6MW</u></p> <p><u>使用材料 ステンレス鋼</u></p> <p><u>(ii) 循環ポンプ</u></p> <p><u>型式 電磁式</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 約 56t/h</u></p> <p><u>(iii) 配管</u></p> <p><u>材質 ステンレス鋼</u></p> <p><u>外径寸法 原子炉容器出口配管 約 110mm</u></p> <p><u>原子炉容器入口配管 約 90mm</u></p> <p><u>配管肉厚 原子炉容器出口配管 約 4.0mm</u></p> <p><u>原子炉容器入口配管 約 4.0mm</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>1次補助冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1次補助冷却系において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、炉心の著しい損傷を防止するため、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位 (原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm) を確保するものとする。</u></p> <p><u>1次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に、1次補助冷却系における冷却材の漏</u></p>

変更前	変更後
	<p><u>えい、原子炉容器の冷却材液位の低低信号レベル（原子炉容器通常ナトリウム液位－320mm）到達及びポンプモータ 1 台の停止を検知し、自動的に 1 次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を作動（「開」動作）させることで、1 次補助冷却系サイフォンブレイク配管からカバーガスであるアルゴンガスを導入してサイフォン現象による 1 次補助冷却系配管からの冷却材の流出を防止し、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあっても、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。また、1 次補助冷却系サイフォンブレイク止弁については、多重化により信頼性を確保する。</u></p> <p><u>(2) 2 次補助冷却系</u></p> <p><u>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（第 5.5.1 図参照）。主な仕様を以下に示す。</u></p> <p><u>(i) 補助冷却機</u></p> <p><u>型式 フィン付空冷多管式</u></p> <p><u>基数 1 基</u></p> <p><u>容量 約 2.6MW</u></p> <p><u>(ii) 循環ポンプ</u></p> <p><u>型式 電磁式</u></p> <p><u>基数 1 基</u></p> <p><u>容量 約 56t/h</u></p> <p><u>(iii) 配管</u></p> <p><u>材質 低合金鋼（2・1/4Cr-1Mo 鋼）</u></p> <p><u>外径寸法 約 90mm（補助中間熱交換器出入口配管）</u></p> <p><u>(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、(1) に示す 1 次補助冷却系により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、(2) に示す 2 次補助冷却系により、補助中間熱交換器で 1 次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。</u></p> <p><u>補助冷却設備は、1 次主冷却系又は 2 次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するためのものとし、電磁式の循環ポンプを用いることで、冷却材の循環について、機械式の 1 次主循環ポンプに対して多様性を確保する。また、原子炉運転時において、1 次補助冷却系の電磁式の循環ポンプは、原子炉容器の冷却材液位が低低信号レベル（原子炉容器通常ナトリウム液位－320mm）まで到達等した場合に自動起動するように設計するとともに、2 次補助冷却系の電磁式の循環ポンプは運転状態を維持できるようにすることで、運転員の操作に期待しなくても炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。</u></p>

変更前	変更後																
<p><u>10.2 冷却材純化設備</u></p> <p><u>ナトリウムは反応性に富むため、金属表面の酸素及びカバーガス中の酸素と反応し酸化物を形成する。これらの酸化物は系統内の比較的低温の部分に付着して系の正常な機能を妨げたり、燃料被覆管及びその他の構造物の腐食を促進することがある。したがって、これらの酸化物含有量を一定値以下に制限するために冷却材純化系統を設ける。</u></p> <p><u>10.2.1 1次冷却材純化系 (第 10.2.1 図)</u></p> <p><u>この純化系は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、コールドトラップを用いるもので、冷却材の純化目標値は酸素濃度約 10 ppm である。本系は、同様の原理を用いた不純物計 (プラグギング計) を用いて冷却材の純度を監視し、かつ純度を目標値に保つように運転する。コールドトラップの冷却は窒素ガスにより行う。</u></p> <p><u>10.2.2 2次冷却材純化系 (第 10.2.2 図)</u></p> <p><u>1次冷却材純化系と同様の目的をもった系統である。ただし2次冷却系には燃料被覆管など冷却材の高純度を要求する部分を含まないため、その純化目標値は約 20 ppm とする。また扱うナトリウムは非放射性なのでコールドトラップの冷却は空気で行う。補助冷却2次系のナトリウムの純化は2次冷却系のナトリウムと混ぜ合わせることに よって行う。</u></p> <p><u>10.2.3 ナトリウム純化系主要目</u></p> <table border="0" data-bbox="445 1302 1038 1659"> <tr> <td colspan="2"><u>1次冷却材純化系</u></td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>最大約 10 t/h</td> </tr> <tr> <td>純化目標値</td> <td>約 10 ppm</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>2次冷却材純化系</u></td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>最大約 5.2 t/h</td> </tr> <tr> <td>純化目標値</td> <td>約 20 ppm</td> </tr> </table> <p><u>10.5 試料採取設備</u></p> <p><u>10.5.1 概要</u></p> <p><u>本設備は次のものよりなる。</u></p> <p><u>(1) 1次冷却材サンプリング系</u></p> <p><u>(2) 2次冷却材サンプリング系</u></p> <p><u>本設備の機器配置は第 10.5.1 図に示す。</u></p>	<u>1次冷却材純化系</u>		ループ数	1	流量	最大約 10 t/h	純化目標値	約 10 ppm	<u>2次冷却材純化系</u>		ループ数	1	流量	最大約 5.2 t/h	純化目標値	約 20 ppm	<p><u>5.6 冷却材純化設備</u></p> <p><u>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。主な仕様を以下に示す。</u></p> <p>ループ (回路) 数 1 回路 (1次純化系) 1 回路 (2次純化系)</p> <p>流量 最大約 10t/h (1次純化系) 最大約 5.2t/h (2次純化系)</p> <p>純化目標値 約 10ppm (1次純化系) 約 20ppm (2次純化系)</p> <p><u>(1) 1次純化系</u></p> <p><u>1次純化系 (第 5.6.1 図参照) 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。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 10ppm とする。なお、冷却材の純度は、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不純物計 (プラグギング計) により監視し、コールドトラップの設定温度を調整することで制御される。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。</u></p> <p><u>(2) 2次純化系</u></p> <p><u>2次純化系 (第 5.6.2 図参照) 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。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 20ppm とする。コールドトラップの冷却には空気を用いるものとする。なお、2次補助系の冷却材については、一部を2次主冷却系と連通できるものとし、冷却材を混ぜ合わせることで純化するものとする。</u></p> <p><u>(3) 試料採取設備</u></p> <p><u>1次純化系及び2次純化系には、試料採取設備を設ける。試料採取設備は、1次冷却材サンプリング系及び2次冷却材サンプリング系から構成する (第 5.6.3 図参照)。1次冷却材サンプリング系は、1次純化系のコールドトラップの入口に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングコイルを使用し、サンプリングコイルに1次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。2次冷却材サンプリング系は、2次純化系に</u></p>
<u>1次冷却材純化系</u>																	
ループ数	1																
流量	最大約 10 t/h																
純化目標値	約 10 ppm																
<u>2次冷却材純化系</u>																	
ループ数	1																
流量	最大約 5.2 t/h																
純化目標値	約 20 ppm																

変更前	変更後
<p><u>10.5.2 1次冷却材サンプリング系</u></p> <p>1次冷却材のサンプリング系は1次冷却材純化コールドトラップの入口ナトリウムのサンプルを採取する。<u>採取点からナトリウムはサンプリングコイルに満たされ、採取はそれを取外すことによつて行う。</u></p> <p><u>10.5.3 2次冷却材サンプリング系</u></p> <p>2次冷却材のナトリウム汲上げ配管からオーバーフロー配管へのバイパス途中に設けられたサンプリングチューブによつてナトリウム試料を採取する。試料が外気に触れないように取り外すためにサンプリングボックスを設ける。</p> <p><u>サンプリング装置は次のものより構成される。</u></p> <p><u>サンプリングボックス</u></p> <p><u>サンプリングチューブ</u></p> <p><u>10.4 ナトリウム充填及びドレン設備</u></p> <p>本原子炉施設に用いるナトリウムは第 10.4.1 図に示す系統を用いて充填及びドレンする。ナトリウムは、<u>ナトリウム製造所からコンテナなどで本原子炉施設まで輸送する。ナトリウムは、原子炉附属建物及び主冷却機建物内に到着したコンテナ内で溶解され、ナトリウム供給口より注入され、それぞれ1次冷却系ダンプタンク及びオーバーフロータンク並びに2次冷却系ダンプタンクに充填される。</u></p> <p>各タンクに受入れたナトリウムは、<u>製造時の不純物、供給時に混入する不純物、アルゴンガスあるいは金属表面に付着する不純物などを含むので、それぞれの純化系統により不純物等が取り除かれた後、充填用電磁ポンプを用い各系統に充填される。1次冷却系ダンプタンク及びオーバーフロータンクのナトリウムは、炉容器、1次冷却系に充填される。2次冷却系ダンプタンクのナトリウムは2次冷却系及び2次補助冷却系に充填される。</u></p> <p>各系統のナトリウムを必要によりドレンする場合は、<u>系統のナトリウムをそれぞれのダンプタンクまたはオーバーフロータンクに排出する。</u></p> <p><u>10.8.1 アルゴンガス系</u></p> <p><u>(1) 概要</u></p> <p>アルゴンガスは、<u>ナトリウムの自由液面のカバーガスとして用いられる他に、主循環ポンプの軸、及び制御棒駆動装置のシールガス、燃料交換、機器修理の際の浄化等に用いられる。これらは機能及び設計上から供給系、放射性の1次アルゴンガス系、非放射性の2次アルゴンガス系、及び燃料受入貯蔵系に区分される。これらの概略図を第 10.8.1 図に示す。</u></p> <p><u>(3) 1次アルゴンガス系</u></p> <p>1次アルゴンガス系は供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク、真空ポンプ等からなり、<u>1次ナトリウム自由液面カバーガス圧力をほぼ一定値に保持し、かつパージ及びシールガスを供給する系統である</u></p> <p>1次ナトリウムカバーガスの圧力は、<u>第 9.5.1 表に示すように格納容器雰囲気の圧力より高</u></p>	<p><u>おける2次主冷却系へのナトリウム汲上げ配管からオーバーフロー配管へのバイパス配管の途中に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングチューブを使用し、サンプリングチューブに2次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。なお、2次冷却材サンプリング系にあっては、試料が外気に触れないように、サンプリングチューブを取り外すためのサンプリングボックスを有する。</u></p> <p><u>5.7 ナトリウム充填・ドレン設備</u></p> <p>原子炉施設には、<u>冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける（第 5.7.1 図参照）。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバーフロー系、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。オーバーフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバーフロータンク、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、オーバー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 2基（約 95m³/基）、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンク 1基（約 83m³/基）を有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、<u>ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉附属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバーフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバーフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。</u></u></p> <p><u>5.8 アルゴンガス設備</u></p> <p>原子炉施設には、<u>原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。</u></p> <p><u>(1) 1次アルゴンガス系</u></p> <p>1次アルゴンガス系は、<u>1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク及び真空ポンプ等から構成する（第 5.8.1 図参照）。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼</u></p>

変更前	変更後
<p>く保持される。<u>ナトリウム及び機器の温度変化によるカバーガス圧の変動は、膨張時には下流側に設けた</u>低圧タンクにガスを<u>吸収させることにより、また、収縮時には上流側に設けたアルゴンガス供給タンクよりアルゴンガスを補給させることにより</u>、定められた範囲内に制御する。低圧タンクに<u>吸収</u>されたガスは<u>定期的に</u>気体廃棄物処理系へ排出される。</p> <p>回転プラグシールガス、<u>燃料出入機</u>パージガス等にはアルゴンガス供給系から送られる洗淨アルゴンガスを用いる。</p> <p>真空ポンプは<u>初期</u>ナトリウム充填時の<u>炉容器、冷却系機器</u>等の空気排出<u>などに</u>用いられる。</p> <p><u>(4) 2次アルゴンガス系</u></p> <p>2次アルゴンガス系は、<u>2次ナトリウム自由液面カバーガス、ポンプ軸ダウンフローガス、2次ナトリウムサンプリング装置用ガスなどを供給する系統で</u>、2次系カバーガス圧力は1次系カバーガス圧力より高く保持する。<u>使用済アルゴンガスは非放射性であるので直接排気筒へ導びいて大気中に放出する。</u></p> <p>真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様、<u>初期ナトリウム充填時の2次冷却系機器</u>等の空気排出に用いられる。</p> <p>10.3 予熱設備</p>	<p>吸ガス圧力調整ヘッダは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。<u>これらの構成機器、配管のうち、ナトリウムが到達する可能性がある主な配管及び呼吸ガス圧力調整ヘッダ等はステンレス鋼を用い、その他の供給タンク及び低圧タンク等には炭素鋼を用いる。</u>カバーガスの<u>圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、呼吸ガス圧力調整ヘッダ等に圧力計を設置して監視し、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッダより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッダにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内(約0.2～約1.0kPa[gage])に制御する。また、この圧力計によりカバーガスの圧力を監視するとともに、圧力が低下した際の供給弁の「開」動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、<u>回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても使用される。</u>真空ポンプは、<u>ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</u></u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する安全板を整備する(第5.8.1図参照)。なお、安全板までの1次アルゴンガス系配管部等には、ヒータを設置し、ナトリウムの凝固による閉塞を防止する。</u></p> <p><u>(2) 2次アルゴンガス系</u></p> <p>2次アルゴンガス系は、<u>2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッダ及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること(汚染が拡大すること)を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。</u>真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、<u>ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。</u></p> <p><u>原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。</u></p> <p>5.9 ナトリウム予熱設備</p>

変更前	変更後
<p>予熱設備はナトリウム充填前に機器、配管等を 150℃まで予熱するもので、1次冷却系予熱系及び2次冷却系予熱系にわけられる。</p> <p>1次冷却系予熱系は、窒素ガス予熱系及び電気ヒータ予熱系からなる。原子炉容器、主中間熱交換器、主循環ポンプ等、及び1次冷却系主配管のようにナトリウム漏えい防止、検出のため二重構造になっている部分は、予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスにより加熱し、その他の機器配管類は外側より電気ヒータにより加熱する。</p> <p>2次冷却系の予熱は配管及びタンク類の外側より電気ヒータで加熱する。</p>	<p>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。また、ナトリウム及びカバーガスを保有する設備（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除く。）にも、同様に、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。ナトリウム予熱設備は、1次冷却系予熱設備及び2次冷却系予熱設備から構成し、必要な機器・配管を約150℃に予熱できるものとする。</p> <p>1次冷却系予熱設備は、窒素ガス予熱系及び電気ヒータ予熱系から構成する。窒素ガス予熱系は、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ及び配管等の二重構造を有する機器等に用いられるものであり、予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを二重構造の間隙に通気することで機器等を予熱する。電気ヒータ予熱系は、上記以外の機器等に用いられ、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。2次冷却系予熱設備は、電気ヒータ等から構成し、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。</p>
<p>6. 計測制御系</p> <p>6.1 概要</p> <p>本原子炉の計測制御系はできるだけ確立された技術を用い、開発が可能なものについては十分な開発検討を行ない、その結果を検討した上で使用する。原子炉の安全性に重要な関連をもつ装置は多重設備とし、さらにフェイルセーフの機能をもたせる。</p> <p>プラントの主要な計装及び制御機器は中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御を行う。</p> <p>出力制御は原子炉制御系と冷却系の制御系にわけ前者は手動または自動で原子炉出力を制御し、後者は手動または自動で冷却材の原子炉入口温度を一定に保つように制御する。</p> <p>中性子計装については高いガンマ線レベルの環境において使用しうよう、信頼性についてはとくに留意して設計する。また、計測機器は保守の便を考慮して冗長度系を採用し、標準ブロックなどより構成するよう設計する。</p> <p>プロセス計装は、プラント計装についての既存の技術の応用を開発第1とし諸外国における既存の高速炉において問題の少ないとされているものを採用することに努め、信頼性を重視して設計する。</p> <p>6.4 中性子計装</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>中性子計測設備は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束の変化を指示し記録する設備である。また中性子束が異常に変化した場合及び計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全保護操作のための信号を発する。</p> <p>本設備は起動系、中間出力系、線形出力系からなる。起動系は2チャンネル、中間出力系及び線形出力系各々3チャンネルにより構成され、その計測範囲を第6.4.1図に示す。</p>	<p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される測定範囲を有するものとする。</p> <p>計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するものとする。</p> <p>ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの値が、通常停止時と同様の範囲に収束又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。</p> <p>6.2 核計装</p> <p>6.2.1 概要</p> <p>原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。</p> <p>起動系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィットの中に、中間出力系及び線形出力系については、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子</p>

変更前	変更後
<p>起動系の<u>検出器</u>は原子炉容器外側の遮へいグラファイトの中に<u>設けられ、また</u>中間出力系及び線形出力系は安全容器と遮へいコンクリートとの間に設置され、<u>その高さは調整しうる</u>。</p> <p>なお<u>安全操作を行うための</u>信号は、起動系については 1 out of 2 <u>で、また</u>中間出力系、線形出力系については 2 out of 3 <u>方式を採用して安全保護系を設計する</u>。</p> <p>6.4.2 起 動 系</p> <p>起動系は2チャンネルで構成され、<u>それぞれ高温用の核分裂計数管、検出器用高圧電源、前置増幅器、パルス増幅器、対数計数率計、ペリオド計などからなり、その系統図を第 6.4.2 図に示す</u>。</p> <p>6.4.3 中間出力系</p> <p>中間出力系は3チャンネルで構成される。<u>各チャンネルは高温用の核分裂計数管、検出器用高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数出力計、ペリオド計、トリップ回路及び記録計から構成される</u>。</p> <p><u>その系統図を第 6.4.3 図に示す</u>。</p> <p>6.4.4 線形出力系</p> <p>線形出力系は3チャンネルで構成され、<u>それぞれγ線補償型電離箱、検出器用高圧電源、μμアンメータ、トリップ回路、記録計よりなり、その系統図を第 6.4.4 図に示す</u>。</p> <p><u>測定レンジの切替はμμアンメータの直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切替えることにより行う</u>。</p> <p>6.5 プロセス計装</p> <p>6.5.1 概 要</p> <p><u>本原子炉の適切かつ安全な運転のために、プラントの必要な箇所には、プロセス計装設備が設けられる。プロセス計装は、在来原子炉プラントと同じく、温度、圧力、流量及び液面などを測定し、指示、記録するものであり、原子炉の運転に必要なものは、中央制御室に配置される</u>。</p> <p>プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成される。</p> <p>プロセス計装は<u>信頼性、保守、補修等を十分考慮して設計し、検出器は主として下記方式のものを用いる</u>。</p> <p>(1) 温度検出器</p> <p>(i) ナトリウムの温度 : CA熱電対</p> <p>(ii) 容器・管壁の温度 : CA熱電対</p> <p>(iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス、水の温度 : 測温抵抗体、CA熱電対</p> <p>(2) 圧力検出器</p> <p>(i) アルゴン、窒素ガスの圧力 : ブルドン管、ダイヤフラム型差圧計、ペローズ式</p> <p>(ii) 空気の圧力 : <u>ベルマノメータ式</u>、ブルドン管</p> <p>(iii) 水の圧力 : ブルドン管</p> <p>(iv) ナトリウム圧力 : ブルドン管ダイヤフラム型</p> <p>(3) 流量検出器</p>	<p><u>炉保護系(スクラム)に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において 1 out of 2 を、中間出力系及び線形出力系において 2 out of 3 を用いる</u>。</p> <p>6.2.2 主要設備</p> <p>(1) 起動系</p> <p>起動系は2チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、<u>中性子検出器(核分裂計数管:FC)、高圧電源、前置増幅器、パルス増幅器、対数計数率計及びペリオド計等から構成する(第 6.2.2 図参照)</u>。</p> <p>(2) 中間出力系</p> <p>中間出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、<u>中性子検出器(核分裂計数管:FC)、高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数増幅器及びペリオド計等から構成する(第 6.2.3 図参照)</u>。</p> <p>(3) 線形出力系</p> <p>線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、<u>中性子検出器(ガンマ線補償型電離箱:CIC)、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する(第 6.2.4 図参照)</u>。なお、線形出力系にあつては、<u>レンジ切替スイッチにより、適切なレンジで用いるものとしており、そのレンジ切替は、直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切り替えることにより行う</u>。</p> <p>6.3 プロセス計装</p> <p>6.3.1 概要</p> <p><u>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を測定するためのプロセス計装を設ける</u>。</p> <p>6.3.2 主要設備</p> <p>プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、<u>主冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成する</u>。<u>これらのプロセス計装には、用途に応じて、適切な検出器を設置する。主な検出器を以下に示す</u>。</p> <p>(1) 温度検出器</p> <p>(i) ナトリウムの温度 : CA熱電対</p> <p>(ii) 容器及び管壁の温度 : CA熱電対</p> <p>(iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス及び水の温度 : 測温抵抗体又はCA熱電対</p> <p>(2) 圧力検出器</p> <p>(i) アルゴンガス及び窒素ガスの圧力 : ブルドン管、ダイヤフラム型差圧計又はペローズ式</p> <p>(ii) 空気の圧力 : ブルドン管</p> <p>(iii) 水の圧力 : ブルドン管</p> <p>(iv) ナトリウムの圧力 : ブルドン管ダイヤフラム型</p> <p>(3) 流量検出器</p>

変更前	変更後
<p>(i) ナトリウム流量 : 永久磁石 <u>及び</u> 電磁コイル式電磁流量計</p> <p>(ii) アルゴン、窒素ガスの流量 : オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式、<u>風車式</u></p> <p>(iii) 空気の流量 : ピトー管型差圧式、<u>風車式</u></p> <p>(iv) 水の流量 : オリフィス型差圧式、<u>容積式</u></p> <p>(4) 液面検出器</p> <p>(i) ナトリウムの液面 : 誘導式、<u>接点式</u></p> <p>(ii) 液体アルゴン、<u>液体窒素</u> : 差圧式</p> <p>(5) <u>ナトリウム</u>漏えい検出器 : 通電式、<u>光学式</u></p>	<p>(i) ナトリウム<u>の</u>流量: 永久磁石<u>式電磁流量計又は</u>電磁コイル式電磁流量計</p> <p>(ii) アルゴン<u>ガス及び</u>窒素ガスの流量 : オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式 <u>又は面積式</u></p> <p>(iii) 空気の流量: ピトー管型差圧式</p> <p>(iv) 水の流量: オリフィス型差圧式 <u>又は</u>容積式</p> <p>(4) 液面検出器</p> <p>(i) ナトリウムの液面: 誘導式 <u>又は</u>接点式</p> <p>(ii) 液体アルゴン <u>及び</u>液体窒素<u>の液面</u>: 差圧式</p> <p><u>(iii) 水の液面: 差圧式、電極式又はフロート式</u></p> <p>(5) 漏えい検出器</p> <p><u>(i) ナトリウムの漏えい</u>: 通電式 <u>又は</u>光学式</p>
<p>6. <u>5.2</u> 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装</p> <p>原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等からなる。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計、<u>回転プラグフリーズシール温度計などよりなる。この他に格納容器内の</u>温度及び圧力を測定する計測器も設けられる。</p> <p>原子炉内ナトリウム液面計は、<u>前記検出器で連続的または断続的に検出され、指示計及び安全保護系につながる。</u>燃料出口ナトリウム温度計は、炉心燃料集合体出口に<u>それぞれ設けられ、炉心燃料集合体の発生出力を監視すると同時に異常の場合に警報を発する。</u>原子炉容器壁部温度は熱電対によって測定され、<u>主として出力上昇の際に炉容器壁の温度分布を測定するの</u>に用いられる。</p> <p>ナトリウム漏えい検出器は、通電式の<u>ものであり、漏えいが検出されるとアラーム信号を発すると同時に</u>作動した検出器の位置が指示されるよう設計する。回転プラグ温度計は、回転プラグ内部の温度分布を測定するための<u>もので検出器としては熱電対を用いる。</u>フリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度を測定するの<u>に</u>使用する。</p> <p>格納容器の温度及び圧力は、<u>床上空気雰囲気、床下窒素雰囲気について測定され、その信号は安全保護系にも</u>接続される。なお、格納容器内窒素雰囲気<u>の窒素ガス</u>については酸素濃度計<u>並びに</u>湿分濃度計を<u>用いて</u>監視する。</p>	<p>6. <u>3.2.1</u> 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装</p> <p>原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等から構成する。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計<u>及び</u>回転プラグフリーズシール温度計等から構成する。<u>また、格納容器には、格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度及び圧力を測定するための温度計及び圧力計を</u>設ける。</p> <p>原子炉内ナトリウム液面計は、<u>誘導式液面検出器を有し、原子炉容器内のナトリウム液面を連続的又は断続的に測定するものであり、当該信号は、原子炉保護系に接続される。</u>燃料集合体出口ナトリウム温度計は、<u>熱電対を各々の炉心燃料集合体の出口に設けたものとし、炉心燃料集合体出口の冷却材温度の監視に用いる。また、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。</u>原子炉容器壁部温度計は熱電対を有し、<u>主に、原子炉出力上昇時の原子炉容器壁の温度分布の測定に</u>用いられる。</p> <p>ナトリウム漏えい検出器は、通電式のものを<u>用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できる</u>よう設計する。</p> <p>回転プラグ内各部温度計は、<u>熱電対を有し、回転プラグ内部の温度分布の測定に用いる。回転プラグフリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度測定に使用する。</u></p> <p>格納容器内に設けた温度計及び圧力計により測定された格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度及び圧力に係る信号は、<u>原子炉保護系に</u>接続される。なお、格納容器(床下)の雰囲気については、<u>酸素濃度計及び湿分濃度計を設置し、酸素濃度及び湿分濃度を監視できるものとする。</u></p>
<p>6. <u>5.3</u> 冷却系の計装</p> <p>冷却系は、<u>1次冷却系及び2次冷却系よりなり、それぞれの系には</u>流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等が設けられる。</p> <p>1次冷却系の<u>主要な計測器は、1次冷却材流量計、原子炉入口温度計、原子炉出口温度計、原子炉容器ナトリウムレベル計、1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計などからなり、それぞれ指示または記録され、必要なものは安全保護系につながる。</u></p> <p><u>2次冷却系の主要な計器は、1次冷却系と同様2次冷却材流量計、空冷式主冷却器入口及び出口温度計、2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計などからなり、それぞれ指示または記</u></p>	<p>6. <u>3.2.2</u> 主冷却系計装</p> <p><u>主冷却系には、流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等を</u>設ける。1次主冷却系<u>にあっては、主な計装として、1次冷却材流量計、原子炉入口ナトリウム温度計、原子炉出口ナトリウム温度計や1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。2次主冷却系についても、同様に、2次冷却材流量計、主冷却器入口及び出口ナトリウム温度計や2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。これらの信号のうち、必要なものについては原子炉保護系に</u>接続される。主冷却器においては、<u>主な計装として、空気温度計、入口及び出口ダンパ開度計やインレットベーン開度計等を</u>設ける。</p>

変更前	変更後
<p><u>録され、必要なものは安全保護系につながる。</u></p> <p><u>空冷式の主冷却器についての主要な計装は、空気温度計、主冷却器入口及び出口ダンパ開度計、インレットベーン開度計などからなり、指示または記録される。</u></p> <p><u>これらの計器はプラント出力の監視用計測器として使用され、原子炉の制御棒操作または冷却系空気ブロアの操作はこれらの計器を監視して行われる。</u></p> <p><u>ナトリウム漏えい検出器は、各系統の必要な箇所に設置され、ナトリウム漏えい時にはアラーム信号を発する。</u></p> <p><u>なお1次、2次冷却系には各々オーバフロータンクがあり、それぞれに液面計、温度計等が設けられる。</u></p> <p>6.5.4 補助冷却系計装</p> <p>補助冷却系の<u>主要な計装は、補助冷却中間熱交換器の入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器の入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器の入口及び出口空気温度計、補助冷却1次系及び2次系のナトリウム流量計、空気流量計及び電磁ポンプコイル温度計等よりなり、指示記録するとともに必要なものは警報を発する。</u></p> <p>6.5.5 純化系計装</p> <p>冷却材として使用されるナトリウムの純度は、プラグング計及び化学分析によって監視され、<u>この冷却材ナトリウムの純化を行うために、1次冷却系純化系及び2次冷却系純化系を設ける。</u>純化系の計装は、コールドトラップ温度を監視制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計、ナトリウム流量計等よりなる。</p> <p>6.5.6 制御棒駆動機構の計装</p> <p>制御棒6本の駆動機構は、<u>すべて同じ機構である。計装装置としては、制御棒位置指示計、上限及び下限リミットスイッチを設け、必要な信号は中央制御室に送られる。</u></p> <p>6.5.7 その他の計装</p> <p>その他の計装設備としては、<u>カバーガス系、ナトリウム充填ドレン系及びナトリウム・アルゴンガス・窒素ガス等の供給系の計装があり、それぞれ、圧力、温度、流量、液位等の計測装置が設けられる。</u></p> <p>6.6 燃料破損検出系</p> <p><u>本原子炉においては、燃料破損検出のために遅発中性子法及びカバーガス法をそれぞれ独立して用いる。これら2つの検出法のいずれか一方が異常を示した場合はアラームを発する。</u></p> <p>(a) 遅発中性子検出法</p> <p><u>本検出法のための装置は、検出器及びこれを収納するグラフィットブロック並びに計測装置などからなり、1次冷却系配管の近傍に置かれる。検出器としてはBF3 比例計数管を使用する。</u></p>	<p><u>ナトリウム漏えい検出器は、通電式又は光学式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。</u></p> <p>6.3.2.3 補助冷却系計装</p> <p>補助冷却系計装は、補助冷却系中間熱交換器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口空気温度計、<u>1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウム流量計、空気流量計や電磁ポンプコイル温度計等から構成し、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。</u></p> <p>6.3.2.4 純化系計装</p> <p>冷却材であるナトリウムの純度は、プラグング計及び化学分析により監視する。<u>また、1次純化系及び2次純化系には、コールドトラップ温度を監視・制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計やナトリウム流量計等を設ける。</u></p> <p>6.3.2.5 制御棒駆動機構の計装</p> <p>制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装は、制御棒及び後備炉停止制御棒位置指示計や上限及び下限リミットスイッチ等から構成する。</p> <p>6.3.2.6 その他の計装</p> <p>その他の計装として、<u>アルゴンガス設備、ナトリウム充填・ドレン設備及びガス供給設備等に係る計装があり、それぞれ圧力計、温度計、流量計又は液面計等を設けるものとする。</u></p> <p>6.4 燃料破損検出系</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>原子炉施設には、燃料破損検出系として、<u>遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。</u></p> <p>6.4.2 主要設備</p> <p>(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備</p> <p><u>遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラフィットブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF3 比例計数管等を使用する。遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの5倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉</u></p>

変更前	変更後
<p>(b) <u>カバーガス法</u> <u>本検出法の検出器としてはヨウ化ナトリウムシンチレータを使用し、希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を計数装置により測定する。</u></p> <p>6.7 <u>安全保護系</u> 6.7.1 <u>概要</u> <u>本原子炉の安全保護系は、本原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合あるいは異常な事態の発生が予想される場合に、原子炉及びプラントを速やかに停止し安全を確保する原子炉保護系と、原子炉運転の誤操作を防ぎ安全を確保する各種インタロック系とに分けられる。</u> <u>これらの安全保護系は多重設備とし、フェイルセーフの機能をもたせ、信頼性を増すように設計する。</u></p> <p>6.7.2 <u>原子炉保護系</u> <u>原子炉保護系には、原子炉格納施設の隔離（アイソレーション）、原子炉緊急停止（スクラム）及びプラントの異常時の警報機能としての異常表示がある。</u></p> <p>(ii) <u>スクラム</u> <u>スクラムは、すべての制御棒を炉心内に急速に挿入し、原子炉の運転を停止するものである。</u></p>	<p><u>の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の5倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。</u></p> <p>(2) <u>カバーガス法燃料破損検出設備</u> <u>カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で破損が生じた場合に、バックグラウンドの10倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の10倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。</u></p> <p>6.5 <u>安全保護回路</u> 6.5.1 <u>概要</u> <u>計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける（第6.5.1 図参照）。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。</u> <u>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、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</u> <u>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。</u></p> <p>6.5.2 <u>主要設備</u> 6.5.2.1 <u>原子炉保護系（スクラム）</u> <u>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（作動設定値：第6.5.1 表参照）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。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>スクラム回路は論理回路、補助継電器回路、保持電磁石電源装置から構成される。</u></p> <p><u>各検出器でトリップ信号が発せられると論理回路でスクラム信号が発せられ、制御棒の保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断して制御棒を駆動部から切り離す。この場合制御棒はスプリングによって加速される。なお制御棒のつかみ機構は、電動機により通常速度で自動的に追従して挿入される。</u></p> <p><u>スクラム条件は下記のとおりである。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 中性子束高 2. 炉周期短 3. 1次冷却材流量低 4. 炉内ナトリウム液面低 5. 1次冷却系主循環ポンプトリップ 6. 格納容器内温度高 7. 格納容器内圧力高 8. 格納容器内床上放射能レベル高 9. 原子炉出口冷却材温度高 10. 原子炉入口冷却材温度高 11. 炉内ナトリウム液面高 12. 2次冷却材流量低 13. 2次冷却系主循環ポンプトリップ 14. 電源喪失 15. 地震 16. 手動アイソレーション 17. 手動スクラム <p><u>作動設定値は第 6.7.1 表に示すとおりである。</u></p> <p><u>(i) アイソレーション</u></p> <p><u>格納容器の隔離 (アイソレーション) は、核分裂生成物等が格納容器外へ漏えいすることを防ぐために、格納容器の貫通部を閉鎖するもので、下記条件で動作する。</u></p>	<ol style="list-style-type: none"> a. 中性子束高 (起動領域、中間領域及び出力領域) b. 炉周期短 (起動領域及び中間領域) 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 <p><u>原子炉保護系 (スクラム) は、論理回路、補助継電器回路、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置から構成する。関連する核計装又はプロセス計装において作動設定値を超える信号を検出し、論理回路においてスクラム信号が発生した場合には、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断し、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すことで、原子炉は停止される。なお、制御棒及び後備炉停止制御棒については、スプリングにより加速され、急速に炉心に挿入される。グリッパ機構については、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の電動機により、通常速度で、制御棒及び後備炉停止制御棒に追従して炉心に挿入される。また、原子炉保護系 (スクラム) の作動により原子炉が自動的に停止 (スクラム) した場合には、1次主冷却系にあつては、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き、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)、2次主冷却系にあつては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。</u></p> <p><u>6.5.2.2 原子炉保護系 (アイソレーション)</u></p> <p><u>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 (作動設定値: 第 6.5.1 表参照) 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</u></p>

変更前	変更後
<p>(イ) 格納容器内床上放射能レベル高 (ロ) 格納容器内圧力高 (ハ) 格納容器内温度高</p> <p><u>このほか手動操作スイッチによってアイソレーションを行うことができる。なお、アイソレーション作動時には、原子炉は自動的にスクラムされる。作動設定値は、第 6.7.1 表に示すとおりである。</u></p> <p>6.3 制 御 系</p> <p>6.3.1 概 要</p> <p><u>本原子炉の制御系は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系と、原子炉を冷却する原子炉冷却系の制御系に大別され、それらの基本的設計基準は次のとおりである。</u></p> <p>(1) <u>原子炉出力は制御棒により制御する。</u> (2) <u>原子炉冷却材ナトリウム入口温度は原子炉出力に関係なく一定に保つ。</u> (3) <u>出力上昇、下降時を含めて通常運転時における冷却材ナトリウム流量を 1 次冷却系、2 次冷却系ともに一定に保つ。</u></p> <p><u>本プラント制御系の概要図を第 6.3.1 図に示す。</u></p> <p>6.3.2 原子炉出力制御系</p> <p>(1) 原子炉出力制御方式</p> <p><u>原子炉の出力は制御棒により制御される。制御棒は 6 本あり、それらの駆動機構は、回転プラグ上に設置される。原子炉の出力制御は手動操作もしくは自動操作によって行う。</u></p> <p><u>手動操作の場合は、核計装設備等の指示値を監視しながら、制御棒の引抜き、挿入を中央制御室原子炉制御盤上の引抜き、挿入スイッチの操作により行う。一方、自動操作の場合は、主送風機起動以降の出力において、出力系核計装設備の信号を、比較演算回路に入れ、出力系核計装設備の信号と目標出力の偏差信号により制御棒駆動機構を作動させ、制御棒の引抜き・挿入操作を実施し、原子炉出力を制御する。</u></p> <p><u>制御棒は、原子炉停止のスクラム装置として用いられる。また通常運転中の出力調整、臨界点調整、燃料の燃焼による反応度低下に対する調整なども制御棒によって行われる。</u></p> <p>(2) 制御棒駆動系</p> <p><u>制御棒駆動系は制御棒とその駆動機構からなる。制御棒は炉心上部機構上に設置された駆動機構に接続されるエクステンションロッドによって吊り下げられ、その駆動機構に取り付けられた電動機によって引抜き、挿入される。その駆動速度は 13 cm/ min 以下であり、制御棒による反応度付加率の最大は、MK-III 炉心において約 0.00019 Δk/k/s である。</u></p> <p><u>制御棒は 1 本毎にそれぞれ駆動機構に取り付けられ、制御室から手動または自動で操作される。制御棒は制御棒選択スイッチによって選択され、1 本ずつ引抜き可能であり、同時に複数本引抜かれることはない。</u></p> <p><u>原子炉の緊急停止の際に制御棒を緊急挿入するための機構として駆動機構部に電磁石を設け、スクラム時には電磁石の励磁を切ることによって、エクステンションロッドと吸収体を切りはなし、吸収体を自重及びスプリングの力で加速し炉心内に急速に挿入して原子炉を停止する。</u></p>	<p><u>スクラム) される。</u></p> <p>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</p> <p>6.6 原子炉出力制御系</p> <p><u>原子炉の出力は、制御棒及び制御棒駆動系（原子炉出力制御系）を用いて制御する。制御棒及び制御棒駆動機構の構造及び主な仕様等については、「3.9 制御設備及び非常用制御設備」に記載するものとする。運転員は、中央制御室において、核計装等の指示値を監視しながら、原子炉制御盤の引き抜き・挿入スイッチを手動操作することで、制御棒駆動系により、制御棒の位置を調整し、通常運転時の出力調整、臨界点調整及び燃料の燃焼による反応度低下に対する出力調整等を行う。また、制御棒の引き抜き操作にあつては、原子炉制御盤に設けた制御棒選択スイッチにより選択された制御棒のみを引き抜きできるものとし、複数の制御棒が同時に引き抜かれることを防止する。</u></p>

変更前	変更後
<p>6.3.3 原子炉冷却材温度制御</p> <p>原子炉で発生する熱を除去するための冷却系は、1次冷却系及び2次冷却系で構成される。原子炉の1次冷却材入口温度はMK-III炉心では目標温度一定に制御される。その制御方法は冷却系の最終段に設けられた空冷式主冷却機の空気流量を制御することによって行う。</p> <p>主冷却機は4台で構成され、空気流量は主冷却機のインレットベーンまたは入口ダンパを圧空機構により変化させることにより連続的に変えることができる。各主冷却機の空気流量調整範囲は定格の約5～100%である。</p> <p>空気流量の制御は、手動運転または自動運転によって行われる。手動運転の場合は、運転員が手動によって原子炉入口温度を監視しながらこれを一定に保つように空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。一方、自動運転の場合には、主冷却器ナトリウム側出口温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器空気側出口温度の偏差信号と共に誤差信号の大きさに応じて主送風機圧空機構を作動させ、空気流量を変化させて原子炉入口ナトリウム温度を制御する。</p> <p>6.3.4 冷却系冷却材の流量調節</p> <p>冷却系の流量は、原子炉の運転中原子炉の出力の大きさに無関係に一定に保たれる。なお、MK-III炉心においては原子炉スクラム時に1次冷却系主循環ポンプをランバック制御に移行させ、低流量とするとともに、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機を停止させる。</p> <p>冷却系の流量設定は手動により行われ、主循環ポンプの回転数を変えることにより行う。</p> <p>(iii) 異常表示 (アラーム)</p> <p>プラントの各系統に異常を生じた場合に適切な対策を講ずるよう運転者の注意を喚起するためにアラーム系を設ける。異常設定点を超えるとブザー、ベルが鳴り、その異常個所は表示される。重要なものはアラーム設定点の上に更にトリップ点を設け安全保護回路に接続しプラントの保護を図る。</p> <p>6.7.3 バイパス及びインタロック</p>	<p>6.7 原子炉制御系</p> <p>6.7.1 概要</p> <p>原子炉施設には、原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系を設ける(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)。原子炉制御系の概要図を第6.7.1図に示す。通常運転時においては、原子炉入口冷却材温度は、原子炉出力に関係なく一定に保持するものとする。また、1次主冷却系及び2次主冷却系の流量について、出力上昇時及び下降時も含めて一定に保持するものとする。</p> <p>6.7.2 主要設備</p> <p>6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系</p> <p>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。</p> <p>主冷却器の空気流量は、4台の主冷却機の各々に設置されるインレットベーン又は入口ダンパの開度を調整することで制御される。インレットベーン及び入口ダンパの開度調整は、手動運転又は自動運転により行われる。なお、インレットベーン及び入口ダンパは圧縮空気により駆動される。インレットベーン及び入口ダンパの開度は連続的に変えることが可能であり、各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。空気流量の制御を手動運転により行う場合は、運転員が原子炉入口冷却材温度を監視しながら、これを一定に保つように、原子炉冷却材温度制御系の空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。自動運転の場合には、主冷却器出口冷却材温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口冷却材温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器出口冷却材温度との偏差信号の大きさに応じて、インレットベーン又は入口ダンパを動作させ、空気流量を変化させて、原子炉入口冷却材温度を制御する。</p> <p>6.7.2.2 1次冷却材流量制御系</p> <p>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。なお、1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの回転数を変更することで調整される。</p> <p>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。</p> <p>6.8 警報回路</p> <p>警報回路(アラーム)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(ブザー又はベル)を発することで、運転員の注意を喚起し、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系に接続される計装においては、その作動設定値の下に、警報作動設定値を設けるものとする。</p> <p>6.9 インタロック系</p>

変更前	変更後
<p><u>原子炉運転の誤動作を防ぎ安全を確保するためのバイパス及びインタロック系として「運転モードスイッチ」「制御棒電磁石励磁インタロック」及び「制御棒引抜きインタロック」を設ける。</u></p> <p>(1) 運転モードスイッチ</p> <p>運転モードスイッチは<u>下記の5種類の機能のいずれか1つを選択できる。</u></p> <p>(a) <u>「停止モード」このモードではスクラム回路は開となり、制御棒電磁石は非励磁の状態</u> <u>制御棒の引抜きはできず制御棒は全挿入の位置にあり、原子炉は起動できない。ただし、燃料交換準備作業として回転プラグ操作の必要上、制御棒つかみ機構を上昇させるため制御棒駆動回路のみバイパスさせ駆動用電動機の操作が可能になる。</u></p> <p>(b) <u>「起動モード」このモードでは、原子炉停止から原子炉起動を行う。出力運転状態に達する過程では中性子検出系のインタロック系を一時バイパスし、原子炉の起動を可能とする。</u></p> <p>(c) <u>「低出力モード」このモードでは、原子炉の低出力運転を行う。</u> <u>また、線形出力系及び起動系の中性子検出系等のインタロック系及びスクラム系をバイパスし原子炉の低出力運転を可能にする。</u></p> <p>(d) <u>「高出力モード」このモードでは、原子炉の高出力運転を行う。</u> <u>起動系及び中間系の中性子検出系等のインタロック系及びスクラム系をバイパスし原子炉の定格運転を可能にする。</u></p> <p>(e) <u>「燃料交換モード」このモードでは制御棒はスクラム状態であり制御棒電磁石は非励磁の状態にあり、制御棒駆動回路をロックし駆動電動機の操作が不可能になる。</u></p> <p>(2) 制御棒電磁石励磁インタロック</p> <p><u>以下の各条件が満足されない場合は電磁石の励磁はできない。</u></p> <p>(イ) 運転モードスイッチが「起動」<u>または「低出力」</u>にあること。 (ロ) スクラムの条件がすべて解除されていること。 (ハ) <u>制御棒と駆動部のラッチリミットスイッチが作動していること。</u></p> <p>(3) 制御棒引抜きインタロック</p> <p><u>以下の各条件が満足されない場合は制御棒の引抜きはできない。</u></p>	<p><u>原子炉の運転に際し、運転員の誤操作等を防止するため、インタロック系として「運転モードスイッチ」「制御棒電磁石励磁インタロック」及び「制御棒引抜きインタロック」を設ける。</u></p> <p>(1) 運転モードスイッチ</p> <p>運転モードスイッチは、<u>以下に示す5種類のモードのうちの一つを原子炉の状況に応じて選択するものとする。</u></p> <p>(i) 停止モード</p> <p><u>停止モードは、原子炉停止中に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。ただし、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系については、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。</u></p> <p>(ii) 起動モード</p> <p><u>起動モードは、原子炉の起動時に使用されるものであり、中間出力系及び線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインタロックをバイパスすることができるものとする。</u></p> <p>(iii) 低出力モード</p> <p><u>低出力モードは、原子炉の起動後の出力上昇時に使用されるものであり、線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインタロック、及び起動系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。</u></p> <p>(iv) 高出力モード</p> <p><u>高出力モードは、原子炉の高出力運転時に使用されるものであり、起動系及び中間出力系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。</u></p> <p>(v) 燃料交換モード</p> <p><u>燃料交換モードは、原子炉停止中の燃料交換作業時に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。また、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、その引き抜き・挿入操作を阻止する。</u></p> <p>(2) 制御棒電磁石励磁インタロック</p> <p><u>制御棒電磁石励磁インタロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系により制御棒及び後備炉停止制御棒をラッチするため、制御棒電磁石及び後備炉停止制御棒電磁石を励磁できるものとする。</u></p> <p>(i) 運転モードスイッチが「起動モード」又は「低出力モード」であること。 (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。 (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。</p> <p>(3) 制御棒引抜きインタロック</p> <p><u>制御棒引抜きインタロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止</u></p>

変更前	変更後
<p>(イ) 運転モードスイッチが「起動」、「低出力」<u>または「高出力」</u>にあること。</p> <p>(ロ) スクラムの条件がすべて解除されていること。</p> <p>(ハ) <u>制御棒と駆動部のラッチリミットスイッチ</u>が作動していること。</p> <p>(ニ) <u>中性子計装チャンネルが中性子束指示値の設定範囲内の指示</u>にあること。</p> <p>(ホ) 制御棒が選択されていること。</p> <p><u>ただし、運転モードスイッチが「停止」の位置にある場合には「ラッチリミットスイッチ作動」はバイパスされ駆動機構部のみが作動できる。</u></p> <p><u>中性子束指示低インタロックは、中性子計測系の起動系、中間系、出力系、各々に取り付けられる。原子炉起動の際には、中間系、出力系のダウンスケールインタロックはバイパスされる。</u></p> <p>6.2 中央制御室</p> <p><u>中央制御室は、本原子炉を効率よくかつ機能を十分に発揮させるためにプラントの主要な機器を制御し監視する装置を一個所に集中する室で、原子炉附属建物の2階に收容される。</u></p> <p><u>制御室内に收容される主要な設備は制御室分電盤、原子炉制御盤、中性子計装盤、各系統プロセス計装盤、放射線モニタ盤、電源監視盤、燃料破損検出盤、シーケンス盤、連絡通報設備、監視机などであり、配置、表示及び色彩などは特に原子炉の運転に便利のように考慮して設計する。</u></p> <p><u>原子炉制御盤は原子炉全般の運転状態を監視するのに必要な指示計、記録計、制御棒操作のために必要な各種開閉装置、起動に必要な操作機器のほか、手動アイソレーション、手動スクラムなどの開閉装置などからなる。</u></p> <p><u>その他の盤には各種系統の運転及び監視に必要な指示計、記録計、調節計、各種表示器及び各種開閉器などを設ける。</u></p> <p><u>異常表示は、アイソレーション、スクラム、アラームに分類し、アイソレーション、スクラムは原子炉制御盤に表示し、アラームは各系計装盤に表示する。表示方法は表示灯によるものとし、表示とともにベルまたはブザーが鳴るようにする。</u></p>	<p><u>制御棒駆動系によりラッチした制御棒及び後備炉停止制御棒を引き抜きできるものとする。なお、運転モードスイッチが「停止モード」の場合には、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。</u></p> <p>(i) 運転モードスイッチが「<u>起動モード</u>」、「<u>低出力モード</u>」又は「<u>高出力モード</u>」であること。</p> <p>(ii) <u>原子炉保護系（スクラム）</u>の条件がすべて解除されていること。</p> <p>(iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。</p> <p>(iv) <u>核計装の指示値が、運転モードスイッチの位置に応じた設定範囲内にあること。</u></p> <p>(v) <u>制御棒選択スイッチにより操作する制御棒又は後備炉停止制御棒が選択されていること。</u></p> <p>6.10 中央制御室</p> <p><u>原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。</u></p> <p><u>中央制御室は、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを監視するとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。</u></p> <p><u>これらの盤（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、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。</u></p> <p><u>警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。</u></p> <p><u>なお、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。</u></p> <p><u>また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離（中央</u></p>

変更前	変更後
	<p><u>制御室空調の再循環運転の適用)、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造（非常口を設置）とする。</u></p> <p><u>通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施設保安規定等に定める。</u></p> <p><u>安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。</u></p> <p><u>想定される環境条件と措置を以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース</u></p> <p><u>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</u></p> <p><u>中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相応の頑健性を有するように設計する。</u></p> <p><u>また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維持できるように机の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とするか、ワイヤ等により落下を防止するものとする。</u></p> <p><u>(2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース</u></p> <p><u>原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</u></p> <p><u>中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合であっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。</u></p> <p><u>なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して、相応の頑健性を有するように設計する。</u></p> <p><u>(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース</u></p> <p><u>敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。</u></p> <p><u>原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。</u></p> <p><u>ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することにより、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。</u></p> <p>6.11 中央制御室外原子炉停止盤</p> <p><u>原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を</u></p>

変更前	変更後
<p>7. <u>廃棄物処理施設</u></p> <p>7.1 <u>施設設計の基本方針</u></p> <p><u>高速実験炉とその附帯設備及び核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設、照射材料試験施設及び固体廃棄物前処理施設）から排出される放射性廃棄物の処理に関する施設の設計に対する基本方針は以下のごとくである。</u></p> <p><u>気体廃棄物は、第1に適切な濃度まで減衰させるために廃ガス貯留タンク中に貯留すること、第2に廃ガスフィルタを通すこと、第3に濃度限度以下まで希釈すること、第4に排気筒から大気中に拡散させることにより、周辺環境への影響を十分線量限度以下におさえる。</u></p> <p><u>液体廃棄物は、すべてその放射能濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分し各建物ごとに貯蔵して、次いで廃棄物処理建物に輸送し、α及び$\beta$$\gamma$核種の放射能濃度が大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送可能な放射能濃度（以下「移送基準」という。）であれば、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送し処理する。</u></p> <p><u>αまたは$\beta$$\gamma$核種の放射能濃度が移送基準を超える場合は、濃縮処理を行うこと等により、移送基準を満足するように処理を行う。</u></p> <p><u>また、濃度限度以下の廃液は、排水監視ポンド（Ⅱ）を通じて一般排水溝へ放出する。環境への放出は、排水監視ポンド（Ⅰ）及び（Ⅱ）の出口において、濃度限度以下であることを確認した上、大洗研究開発センターの一般排水溝を通じて行う。</u></p> <p><u>なお、液体廃棄物処理設備は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>固体廃棄物は、線量率等が低い場合は紙、プラスチック袋等に封入し、また、高い場合は金属製容器に封入するなど汚染の拡大を防ぐ処置を講じた後、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、廃棄物処理建物内貯蔵庫及びメンテナンス建物内固体廃棄物貯蔵設備に貯蔵する。その後、減容保管等の処理を行うため、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送する。</u></p> <p><u>なお、金属ナトリウムが付着しているかあるいは付着している恐れのある固体廃棄物は、脱金属ナトリウム処置を行った後に上記の処理を行う。ただし、放射能の時間による減衰を必要とする大型廃棄物は、不活性ガスを封入してメンテナンス建物内固体廃棄物貯蔵設備に貯蔵し、その後に脱金属ナトリウム処置を行う。</u></p> <p>7.2 気体廃棄物</p>	<p><u>監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</u></p> <p><u>中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動するものとする。当該手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、扉付きの盤内に設置し誤操作を防止する。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように計器に名称を表示する。盤には、銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。</u></p> <p>7. <u>放射性廃棄物の廃棄施設</u></p> <p>7.1 <u>概要</u></p> <p><u>原子炉施設には、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（1）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。</u></p> <p>7.2 気体廃棄物<u>の廃棄施設</u></p>

変更前	変更後						
<p>7.2.1 処理設備</p> <p>高速炉及び付帯設備から排出される放射性気体廃棄物は、すべて空気浄化用フィルタを含むフィルタバンクを通過し、放射能をモニタされたのち高さ 80 mの主排気筒から放出される。<u>主要な気体廃棄物処理設備として、以下の装置が設けられる。</u></p> <p><u>廃ガスコレクションヘッダ</u> <u>廃ガスクーラ</u> <u>廃ガス浄化用フィルタ</u> <u>ガス圧縮機</u> <u>廃ガス貯留タンク</u></p> <table border="0"> <tr> <td>数量</td> <td>3 基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>20 m³</td> </tr> <tr> <td>圧力</td> <td>9 kg/cm²g</td> </tr> </table> <p><u>放射能モニタリング機構一式</u> <u>主排気筒 高さ 80 m</u></p> <p>7.2.2 処理経路</p> <p><u>1次系アルゴン廃ガスと燃料取扱系廃ガス等は、コレクションヘッダに集められ、廃ガスフィルタを通過した後で、放射能濃度を測定し、濃度限度以下であれば直接主排気筒に送られる。濃度限度以上の場合は、廃ガス圧縮機により廃ガス貯留タンク（No.1 またはNo.2）に圧入貯蔵される。廃ガス貯留タンク（No.3）は異常状態が発生した場合のため、予備として設置される。</u></p> <p><u>貯留ガス放射能の減衰程度は、モニタによる測定あるいはサンプリング機構により試料を採取測定し、濃度限度以下に減衰したことを確認してから、廃ガスフィルタを通し主排気筒より大気中に放出される。</u></p> <p><u>なお、各換気系及び原子炉附属建物から主排気筒に導入される排気は、希釈用として用いられる。</u></p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の排気は、フィルタを通しモニタリングした後、それぞれの建物に設けられた地上高さ約 25 mの排気筒から大気中に放出する。</u></p>	数量	3 基	容量	20 m ³	圧力	9 kg/cm ² g	<p>7.2.1 概要</p> <p><u>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（第7.1 図参照）。</u></p> <p><u>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、主排気筒から大気へ放出する。なお、主排気筒の排気口は、原子炉の炉心中心から北方向約 30m の高さ約 80m (T.P. 約 118m) に位置する。</u></p> <p>7.2.2 主要設備</p> <p><u>原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機（3 基（常用圧縮機 2 基（予備 1 基）及び非常用圧縮機 1 基））に導入される。</u></p> <p><u>アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。</u></p> <p><u>なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット I（2 基（予備 1 基）：プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット II（2 基（予備 1 基）：プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成）がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。</u></p> <p><u>放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1 基当たり約 2 週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを 3 基設ける（1 基当たりの容量 20m³・圧力 9kg/cm²[gage]（約 0.88MPa[gage]））。このうち、廃ガス貯留タンク 1 基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。</u></p> <p><u>なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット（2 基（予備 1 基）：プレフィルタ及び高性能フィルタで構成）を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。</u></p> <p><u>圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送られる。気体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。</u></p> <p><u>（1）アルゴン廃ガス系</u></p> <p><u>コレクションヘッダ</u></p> <p><u>基数 2 基</u></p> <p><u>容量 約 0.3 m³/基</u></p> <p><u>廃ガスクーラ</u></p> <p><u>基数 1 基</u></p> <p><u>廃ガスフィルタユニット I</u></p> <p><u>基数 2 基（内予備 1 基）</u></p> <p><u>構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ</u></p> <p><u>廃ガスフィルタユニット II</u></p>
数量	3 基						
容量	20 m ³						
圧力	9 kg/cm ² g						

変更前	変更後
<p>7.3 液体廃棄物</p> <p>7.3.1 貯蔵処理設備</p> <p>本原子炉施設、重水臨界実験装置及び核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設、照射材料試験施設及び固体廃棄物前処理施設）から排出される放射性廃液は、各建物ごとに廃液タンク、廃液ピット等に集められ、輸送ポンプにより廃棄物処理建物の廃液タンクに送られる。またアルコールを含む廃液は、いったんアルコール廃液処理装置でアルコール分を除去した後、原子炉附属建物内の液体廃棄物Bタンクに送られ液体廃棄物として処理される。主要な貯留設備として以下の装置を設ける。</p>	<p>基数 <u>2基（内予備1基）</u></p> <p>構成 <u>プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ</u></p> <p>廃ガス圧縮機</p> <p>基数 <u>3基（常用圧縮機2基（内予備1基）及び非常用圧縮機1基）</u></p> <p>型式 <u>無給油型</u></p> <p>廃ガス貯留タンク</p> <p>基数 <u>3基（内予備1基）</u></p> <p>容量 <u>20m³/基</u></p> <p>圧力 <u>9kg/cm²[gage]（約0.88MPa[gage]）</u></p> <p><u>(2) 窒素廃ガス系</u></p> <p>廃ガスクーラ</p> <p>基数 <u>1基</u></p> <p>廃ガスフィルタユニット</p> <p>基数 <u>2基（内予備1基）</u></p> <p>構成 <u>プレフィルタ及び高性能フィルタ</u></p> <p>廃ガス送風機</p> <p>基数 <u>2基（内予備1基）</u></p> <p>型式 <u>無給油型</u></p> <p><u>(3) 主排気筒</u></p> <p>基数 <u>1基</u></p> <p>位置 <u>原子炉の炉心中心から北方向約30m</u></p> <p>高さ <u>約80m（T.P.約118m）</u></p> <p>7.3 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.3.1 概要</p> <p>原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。放射性液体廃棄物Aと放射性液体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける（第7.2図参照）。</p> <p>液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。</p> <p><u>(1) 液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、タンク水位の検出器やインターロック回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の漏えいの発生を防止できる設計とする。</u></p> <p><u>(2) タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいが生じ</u></p>

変更前	変更後																																																						
<div data-bbox="507 766 1362 1633" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設置場所</th> <th>貯留設備</th> <th>容量</th> <th>基</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉附属建物</td> <td>液体廃棄物Aタンク</td> <td>10 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物Bタンク</td> <td>5 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>アルコール廃液タンク</td> <td>10 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>廃液ピット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">メンテナンス建物</td> <td>液体廃棄物Aタンク</td> <td>20 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物Bタンク</td> <td>20 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>廃液ピット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">廃棄物処理建物</td> <td>液体廃棄物A受入タンク</td> <td>10 m³</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> <td>30 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物B受入タンク</td> <td>5 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>廃液調整タンク</td> <td>5 m³</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>廃液移送タンク</td> <td>10 m³</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>濃縮液タンク</td> <td>5 m³</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>第一使用済燃料貯蔵建物</td> <td>液体廃棄物Aタンク</td> <td>10 m³</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>第二使用済燃料貯蔵建物</td> <td>液体廃棄物Aタンク</td> <td>5 m³</td> <td>2 基</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="409 1686 1469 1808">各建物に設置される廃液タンクから出る廃ガスは各建物の換気ダクトに導入し、また廃棄物処理建物の廃液タンクから出る廃ガスは排気ダクトに導入し、排気系のフィルタにより処理される。</p> <p data-bbox="439 1822 1012 1854">主な液体廃棄物処理設備は以下のごとくである。</p> <p data-bbox="463 1885 1409 1917">蒸発濃縮処理装置 1基 能力 約 600 ℓ/h/基 約6時間運転/日</p> </div>	設置場所	貯留設備	容量	基	原子炉附属建物	液体廃棄物Aタンク	10 m ³	1 基	液体廃棄物Bタンク	5 m ³	1 基	アルコール廃液タンク	10 m ³	1 基	廃液ピット			メンテナンス建物	液体廃棄物Aタンク	20 m ³	1 基	液体廃棄物Bタンク	20 m ³	1 基	廃液ピット			廃棄物処理建物	液体廃棄物A受入タンク	10 m ³	2 基	液体廃棄物B受入タンク	30 m ³	1 基	液体廃棄物B受入タンク	5 m ³	1 基	廃液調整タンク	5 m ³	2 基	廃液移送タンク	10 m ³	2 基	濃縮液タンク	5 m ³	1 基	第一使用済燃料貯蔵建物	液体廃棄物Aタンク	10 m ³	2 基	第二使用済燃料貯蔵建物	液体廃棄物Aタンク	5 m ³	2 基	<p data-bbox="1656 142 2742 359">た場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。また、液体廃棄物処理設備を設ける建物の床及び壁面は、放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、放射性液体廃棄物の漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。</p> <p data-bbox="1614 373 2742 537">(3) 液体廃棄物処理設備を設ける建物にあっては、当該建物からの放射性液体廃棄物の漏えいのおそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への放射性液体廃棄物の漏えいを防止するとともに、床及び壁面は、建物外へ放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とする。</p> <p data-bbox="1614 552 2742 625">(4) 液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部（マンホール等）を設けない設計とする。</p> <p data-bbox="1546 684 1745 716">7.3.2 主要設備</p> <p data-bbox="1567 730 2742 852">原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））に貯留する。</p> <p data-bbox="1567 867 2742 940">廃棄物処理建物の廃液タンクは、約5日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを1日で処理するのに十分な能力を有するものとする。</p> <p data-bbox="1567 955 2742 1029">これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。</p> <p data-bbox="1567 1043 2742 1207">なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、大洗研究所（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。</p> <p data-bbox="1567 1222 2742 1295">当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。</p> <p data-bbox="1567 1310 2742 1614">なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク）に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。</p> <p data-bbox="1567 1629 2742 1751">また、各建物の廃液タンク若しくは廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設備のダクトに導入し、当該設備の有するフィルタユニット（プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）を経由し、排気する。</p> <p data-bbox="1596 1766 2190 1797">液体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。</p> <p data-bbox="1614 1812 1893 1843">(1) 蒸発濃縮処理装置</p> <p data-bbox="1685 1858 1813 1890">基数 1基</p> <p data-bbox="1685 1904 2228 1936">処理能力 約 600ℓ/h/基 約8時間運転/日</p> <p data-bbox="1614 1950 1902 1982">(2) 主要な廃液タンク</p>
設置場所	貯留設備	容量	基																																																				
原子炉附属建物	液体廃棄物Aタンク	10 m ³	1 基																																																				
	液体廃棄物Bタンク	5 m ³	1 基																																																				
	アルコール廃液タンク	10 m ³	1 基																																																				
	廃液ピット																																																						
メンテナンス建物	液体廃棄物Aタンク	20 m ³	1 基																																																				
	液体廃棄物Bタンク	20 m ³	1 基																																																				
	廃液ピット																																																						
廃棄物処理建物	液体廃棄物A受入タンク	10 m ³	2 基																																																				
	液体廃棄物B受入タンク	30 m ³	1 基																																																				
	液体廃棄物B受入タンク	5 m ³	1 基																																																				
	廃液調整タンク	5 m ³	2 基																																																				
	廃液移送タンク	10 m ³	2 基																																																				
	濃縮液タンク	5 m ³	1 基																																																				
第一使用済燃料貯蔵建物	液体廃棄物Aタンク	10 m ³	2 基																																																				
第二使用済燃料貯蔵建物	液体廃棄物Aタンク	5 m ³	2 基																																																				

変更前	変更後
<p><u>アルコール廃液処理装置 1基 能力 約 300 ℓ/h/基 約8時間運転/日</u></p> <p><u>逆洗液タンク及び濃縮液タンク</u></p> <p><u>固化装置</u></p> <p><u>また、液体廃棄物処理設備は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>(1) 処理設備には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インタロック回路等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。</u></p> <p><u>(2) タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から漏えいが生じた場合、漏えいを早期に検出し、制御室等に警報を発することができる設計とする。</u></p> <p><u>また、処理設備を設ける建物の床及び壁面は漏えいし難い構造とするとともに、処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。</u></p> <p><u>(3) 建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への漏えいを防止するとともに、床及び壁面は建物外へ漏えいし難い構造とする。</u></p> <p><u>(4) 処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部（マンホール等）を設けない設計とする。</u></p>	<p><u>原子炉附属建物</u></p> <p><u>液体廃棄物Aタンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 10m³/基</u></p> <p><u>液体廃棄物Bタンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 5m³/基</u></p> <p><u>アルコール廃液タンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 10m³/基</u></p> <p><u>第一使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>液体廃棄物Aタンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 10m³/基</u></p> <p><u>第二使用済燃料貯蔵建物</u></p> <p><u>液体廃棄物Aタンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 5m³/基</u></p> <p><u>メンテナンス建物</u></p> <p><u>液体廃棄物Aタンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 20m³/基</u></p> <p><u>液体廃棄物Bタンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 20m³/基</u></p> <p><u>廃棄物処理建物</u></p> <p><u>液体廃棄物A受入タンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 10m³/基</u></p> <p><u>液体廃棄物B受入タンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 30m³/基及び5m³/基</u></p> <p><u>廃液調整タンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 5m³/基</u></p> <p><u>廃液移送タンク</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>容量 10m³/基</u></p> <p><u>濃縮液タンク</u></p> <p><u>基数 1基</u></p> <p><u>容量 5m³/基</u></p>
<p><u>7.3.2 処理経路</u></p> <p><u>各建物ごとに設けた廃液タンクあるいは廃液ピットに集められた廃液はその系統別に液体廃棄物A及び液体廃棄物Bに区分して廃棄物処理建物の廃液タンク4基（うち、液体廃棄物A受入タンク2基、液体廃棄物B受入タンク2基）に廃液輸送管等により輸送される。このタンク内で放射能濃度を測定する。その結果、α及びβ核種の放射能濃度が移送基準を満足すれば、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送し処理する。αまたはβ核種の放射能濃度が移送基準を超える場合は、移送基準を満足するように蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。</u></p> <p><u>廃棄物処理建物内の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送られる。このピット内で放射能濃度を測定する。その結果、濃度限度以下であれば排水監視ポンド（II）を通じて一般排水溝へ放出する。また、濃度限度を超える場合は、液体廃棄物A受入タンクに送り処理する。蒸発濃縮処理装置から出る濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、以後は固体廃棄物として処理する。</u></p> <p><u>第7.2.2図に液体廃棄物処理設備の概略系統図を示す。</u></p>	

変更前	変更後																																				
<p>7.4 固体廃棄物</p> <p>7.4.1 脱金属ナトリウム設備 <u>金属ナトリウムが付着しているか、あるいは付着している恐れのある固体廃棄物を処理するための脱ナトリウム設備をメンテナンス建物ホット区域に設ける。すなわち、金属製廃棄物に対するスチーム洗浄装置、布、紙などの廃棄物を相当期間浸漬できる水槽などを設けて、保管中火災が起こる危険性を防止する。</u></p> <p>7.4.2 貯蔵設備 <u>廃棄物処理建物地下部に、固体廃棄物の貯蔵設備を設ける。廃棄物の放射能の程度に応じて、固体廃棄物A用、固体廃棄物B用の2施設に区分し、遮へい機能を有する。</u> <u>また、メンテナンス建物地下に、固体廃棄物貯蔵設備を設ける。</u> <u>遮へい機能は、隣接する部屋（B区域）の線量基準及び建物周辺（非管理区域）の線量基準を満足する構造とする。</u> <u>貯蔵設備内部は除染しやすい構造とする。</u> <u>貯蔵設備の概要を第7.2.3図に示す。なお、貯蔵能力は、</u> <table data-bbox="415 1386 1038 1533"> <tr> <td>固体廃棄物A貯蔵設備</td> <td>約 100 m³</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物B貯蔵設備</td> <td>合計約 35 m³</td> </tr> <tr> <td>メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備</td> <td>約 450 m³</td> </tr> </table> <u>である。</u></p> <p>7.4.3 貯蔵経路 <u>固体廃棄物は廃棄物処理建物内貯蔵庫及びメンテナンス建物内固体廃棄物貯蔵設備に貯蔵する。その後、減容保管等の処理を行うため、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送する。</u></p>	固体廃棄物A貯蔵設備	約 100 m ³	固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35 m ³	メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	約 450 m ³	<p><u>逆洗液タンク</u> <u>基数 1基</u> <u>容量 1m³/基</u></p> <p>7.4 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>7.4.1 概要 <u>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。放射性固体廃棄物Aと放射性固体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける（第2.7図及び第7.3図参照）。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する（第7.4図参照）。</u></p> <p>7.4.2 主要設備 <u>固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。貯蔵能力（容量）は以下のとおりである。</u> <table data-bbox="1662 1344 2315 1785"> <tr> <td>廃棄物処理建物</td> <td>固体廃棄物A貯蔵設備</td> <td>約 100m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2000ドラム缶換算約 500本)</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>固体廃棄物B貯蔵設備</td> <td>合計約 35m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2000ドラム缶換算約 175本)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉附属建物</td> <td>固体廃棄物貯蔵設備</td> <td>約 60m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2000ドラム缶換算約 300本)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>第二使用済燃料貯蔵建物</td> <td>固体廃棄物貯蔵設備</td> <td>約 130m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2000ドラム缶換算約 650本)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>メンテナンス建物</td> <td>固体廃棄物貯蔵設備</td> <td>約 450m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2000ドラム缶換算約 2,250本)</td> <td></td> </tr> </table> <u>廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとす</u></p>	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)	
固体廃棄物A貯蔵設備	約 100 m ³																																				
固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35 m ³																																				
メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	約 450 m ³																																				
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)																																				

変更前	変更後
<p>8. <u>遮へい及び放射線管理施設</u></p> <p>8.2 <u>放射線管理施設</u></p> <p>8.2.1 <u>概要</u></p> <p><u>放射線監視のための施設としては放射線管理室、汚染検査施設などを設ける。また放射線監視のための機器としては、エリアモニタなどの放射線監視用固定モニタ、ハンドフットモニタなどの半固定モニタ、各種サーベイメータなどの携帯モニタ、及びダストサンプル、スミヤなどの試料測定用の計測器を設備する。</u></p> <p><u>放射線監視用の固定モニタは、原子炉の安全運転上、また原子炉従業員及び一般公衆に対する安全対策上、特に連続監視及び記録を必要とする個所に設けられており、指示計、記録計、警報器などの監視系は原則として原子炉の中央制御室に設備する。管理区域出入口の近くに放射線監視装置及び試料測定用の計測器を設備する。また、管理区域の出入口に汚染検査室を設け、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット、更衣所などを設備する(第8.2.1図)。サーベイメータ類は種々の用途に使用できるので、余裕のある数量を設備する。</u></p> <p>8.2.2 <u>放射線管理施設の機器類及び設備</u></p> <p><u>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</u></p>	<p><u>る。</u></p> <p><u>固体廃棄物貯蔵設備は、放射性固体廃棄物をドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、汚染拡大防止の措置が必要なものについて、ビニルバック、ビニルシート又はビニル袋等で包装し、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</u></p> <p><u>なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、除去用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物等に対して使用するスチーム洗浄装置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。</u></p> <p>7.5 <u>参考文献</u></p> <p><u>(1) 原子力委員会、「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日決定(平成13年3月29日一部改訂)</u></p> <p>8. <u>放射線管理施設</u></p> <p>8.1 <u>概要</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>8.2 <u>主要設備</u></p> <p>8.2.1 <u>屋内管理用の主要な設備</u></p> <p><u>(1) 放射線監視設備</u></p> <p><u>原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあっては、設計基準事故時等において、格納容器(床上)内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ及び格納容器(床上)内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モ</u></p>

変更前	変更後														
<p>(i) 監視盤の設置場所 原子炉の安全運転に直接関係する放射線モニタの指示、記録、警報を集中管理する放射線監視盤は中央制御室に設置する。</p> <p>(ii) 検出器及びその設置場所 次表にモニタの一覧を示す。</p> <table border="1" data-bbox="480 676 1389 1438"> <thead> <tr> <th>装置名</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉格納施設内 γエリアモニタ</td> <td>人が立入る可能性のある場所の線量率を測定する。</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉格納施設内 中性子エリアモニタ</td> <td>人が立入る可能性のある場所の中性子線線量率を測定する。</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉格納施設内 エアモニタ</td> <td>人が立入る可能性のある場所の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。</td> </tr> <tr> <td>4. 2次冷却系ナトリウム のγ線モニタ</td> <td>2次系Naのγ線レベルを監視し、1次系より2次系への漏えいを検知する。</td> </tr> <tr> <td>5. Arガスのγ線レベル モニタ</td> <td>Arガス中の放射能濃度の推移を検知し、燃料の破損及び炉室内漏えいに関するデータを取得する。</td> </tr> <tr> <td>6. 窒素ガスのγ線レベル モニタ</td> <td>N₂ガス中の放射能濃度の推移を検知し、Naの漏えいを検出しあるいはN₂ガスパージ時の放射能濃度を監視する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 屋外管理用の主要な設備の種類</p>	装置名	備考	1. 原子炉格納施設内 γエリアモニタ	人が立入る可能性のある場所の線量率を測定する。	2. 原子炉格納施設内 中性子エリアモニタ	人が立入る可能性のある場所の中性子線線量率を測定する。	3. 原子炉格納施設内 エアモニタ	人が立入る可能性のある場所の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。	4. 2次冷却系ナトリウム のγ線モニタ	2次系Naのγ線レベルを監視し、1次系より2次系への漏えいを検知する。	5. Arガスのγ線レベル モニタ	Arガス中の放射能濃度の推移を検知し、燃料の破損及び炉室内漏えいに関するデータを取得する。	6. 窒素ガスのγ線レベル モニタ	N ₂ ガス中の放射能濃度の推移を検知し、Naの漏えいを検出しあるいはN ₂ ガスパージ時の放射能濃度を監視する。	<p>ニタを有する。</p> <p>また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。</p> <p>(i) 放射線監視盤の設置場所 放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。</p> <p>(ii) 主要な固定モニタと使用目的 原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。 格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。 格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。 格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。 配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。 アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。 窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。</p> <p>(2) 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（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。 また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。</p> <p>8.2.2 屋外管理用の主要な設備 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</p>
装置名	備考														
1. 原子炉格納施設内 γエリアモニタ	人が立入る可能性のある場所の線量率を測定する。														
2. 原子炉格納施設内 中性子エリアモニタ	人が立入る可能性のある場所の中性子線線量率を測定する。														
3. 原子炉格納施設内 エアモニタ	人が立入る可能性のある場所の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。														
4. 2次冷却系ナトリウム のγ線モニタ	2次系Naのγ線レベルを監視し、1次系より2次系への漏えいを検知する。														
5. Arガスのγ線レベル モニタ	Arガス中の放射能濃度の推移を検知し、燃料の破損及び炉室内漏えいに関するデータを取得する。														
6. 窒素ガスのγ線レベル モニタ	N ₂ ガス中の放射能濃度の推移を検知し、Naの漏えいを検出しあるいはN ₂ ガスパージ時の放射能濃度を監視する。														

変更前	変更後
<p><u>管理区域外に放出する排水のモニタとしては、一般排水溝の途上に水モニタを設置する。排気モニタに関しては、排気筒モニタを設置する。また周辺監視区域の境界付近に野外管理用モニタリングポストを設置する。</u></p> <p><u>1.2.2 遮へい設計基準</u> 放射線遮へい設計を行うに当たって次の遮へい設計基準を設ける。 (1) <u>遮へい設計は、原子炉の熱出力を 140 MW_tとし、負荷率 100 %として設計する。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。</u></p> <p><u>屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90 分）の給電ができるものとする。</u></p> <p><u>なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。</u></p> <p><u>また、非常用発電機（可搬型を含む。）は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。</u></p> <p><u>非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。</u></p> <p><u>非常用発電機（可搬型を含む。）から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。</u></p> <p><u>非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。</u></p> <p><u>商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。</u></p> <p><u>8.2.3 遮蔽</u> <u>原子炉施設の管理区域にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、以下に示す立入区域の基準線量率を定める。なお、放射線遮蔽設計にあつては、放射線遮蔽評価の誤差を考慮して最悪の場合でも基準線量率を満足するように、さらにその 1/10 を目標値とし、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする。当該設計においては、原子炉の熱出力を定格出力とし、負荷率 100%とすることを基本とする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>(2) 施設区分に関する基準</u></p> <p>A区域……従業員が常時作業する区域。<u>線量基準は</u> 20 μ Sv/h 以下とする。</p> <p>B区域……従業員が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立入る区域。<u>線量基準は</u> 80 μ Sv/h とする。</p> <p>C区域……故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立入ることのないと考えられる区域。<u>線量基準は</u> 320 μ Sv/h 以下とする。</p> <p>D区域……原子炉の運転中、停止中にかかわらず立入ることのないと考えられる区域。</p> <p><u>これらの線量基準に対して、設計時には計算上、製作上及び構造上の誤差を考慮して最悪の場合でも上記線量基準値以下に納まるように、更にその 1/10 を設計目標値として定め、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする。</u></p> <p>8.1 遮へい</p> <p>8.1.1 原子炉本体の遮へい</p> <p><u>原子炉本体の遮へいは、原子炉容器を囲む側部遮へい、下部遮へい及び上部遮へいからなる。側部遮へいは遮へいグラファイト、炭素鋼板、及び生体遮へいコンクリートからなり、1次冷却系機器、2次冷却ナトリウム等の放射化を防いでいる。遮へいグラファイトは高速中性子を減速させて吸収し易くするためのもので、厚さは約1mである。遮へいグラファイトは20年の耐用期間中にウィグナーエネルギーの蓄積が過度にならないよう200℃以上の温度に保たれている。炭素鋼板は熱中性子を吸収し、さらに生体遮へいコンクリートに対する熱遮へいの役目をも果たすもので厚さは約10cmである。生体遮へいコンクリートは普通コンクリートで厚さは約1mである。炉容器下部遮へいの構成は側部遮へいとほぼ同じである。</u></p> <p><u>炉容器上部の遮へいは、回転プラグ及びピット蓋よりなり、炉室作業員の安全と炉室におかれる施設の放射化を防いでいる。回転プラグはステンレス鋼、炭素鋼、グラファイト、及びほう素入りグラファイトからなる。ピット蓋は炭素鋼板からなり回転プラグからのストリーミング線を遮へいし、炉室の線量率が20 μ Sv/h 以下になるように設計される。</u></p> <p>8.1.2 1次冷却系機器室の遮へい</p> <p><u>1次冷却材のナトリウムは炉内で放射化され、半減期15時間の²⁴Na及び半減期2.6年の²²Naによる崩壊ガンマ線を放出する。</u></p> <p><u>原子炉運転中のナトリウム機器室内の放射線強度は10⁸～10⁹ μ Sv/hである。機器室の天井及び外壁は約2m厚の普通コンクリートで遮へいされ炉室等の線量率が20 μ Sv/h 以下になるよう設計される。また、コンクリートの放射線損傷を防ぐため、コンクリート壁の必要な場所に鉄遮へい板を設ける。</u></p> <p><u>炉停止後、1次冷却系機器に接近する場合は1次ナトリウムをダンプし、約1週間の冷却期間をおく。その時でも1,000 μ Sv/hに近い放射能をもつことがあるので必要に応じて鉄等の補助遮へいを用いる。</u></p> <p>8.1.3 アルゴンガスの系の遮へい</p>	<p><u>立入区域の基準線量率</u></p> <p>A区域：<u>放射線業務従事者が常時作業する区域とし、基準線量率は20 μ Sv/h 以下とする。</u></p> <p>B区域：<u>放射線業務従事者が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立ち入る区域とし、基準線量率は80 μ Sv/h 以下とする。</u></p> <p>C区域：<u>故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とし、基準線量率は320 μ Sv/h 以下とする。</u></p> <p>D区域：<u>原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とする</u></p> <p><u>また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。</u></p>

変更前	変更後
<p><u>炉容器のナトリウム液面を覆っているアルゴンガスは中性子を吸収して半減期 110 分の ^{41}Ar を生ずる。また燃料破損が生じた場合には核分裂生成物のガスが放出されてアルゴンガス中に混入する。アルゴンガス循環系機器には必要な遮へいを設けて接近を可能にする。</u></p> <p><u>8.1.4 燃料出入機の遮へい</u> 使用済燃料を炉内から取り出し、トランスファロータに移送するための燃料出入機は約 30cm 厚の鉛遮へいが施され、作業員が近接できるよう考慮して設計される。</p> <p><u>8.1.5 トランスファロータの遮へい</u> 使用済燃料がトランスファロータ内に収納されている状態で上部駆動部に接近できるように約 2 m 厚の普通コンクリート遮へいが施される。トランスファロータケーブに入る場合は使用済燃料を取り出し、ナトリウムをダンプする。</p> <p><u>8.1.6 格納容器の遮へい</u> 仮想事故時等の場合に放射性物質が格納容器内に充満し建物外部に影響を及ぼすことを防ぐため、格納容器の内側に約 40 cm 厚の普通コンクリート壁を約 12 m の高さで、また格納容器の外側に約 50 cm 厚の普通コンクリート壁を約 27 m の高さにまで設ける。 また、中央制御室には十分なコンクリート遮へいが施されるので仮想事故時に中央制御室で運転員が被ばくする線量は 0.03 Sv 以下である。</p> <p>9. 原子炉格納施設</p> <p>9.1 概要</p> <p><u>原子炉格納施設は原子炉施設の主要部分を耐圧構造の密閉鋼製の格納容器中に収容し、その外側に鉄筋コンクリート製の外周コンクリート壁の防壁を作り、事故時原子炉からの放射性物質放出を防ぐことを目的として設置する。このため次の条件を満足するよう設計する。</u></p> <p><u>(1) 原子炉及び1次冷却設備を格納する。</u></p> <p><u>(2) 事故時の最高圧力及び温度を考慮して設計圧力及び温度を選定する。</u></p> <p><u>(3) 配管及び配線などのすべての格納容器貫通部は漏えいのない構造とする。</u></p> <p><u>(4) 格納容器を貫通する配管のうち格納容器の内部外部または内外両方に開口をもつものには隔離弁を設け、事故時にはこれを閉鎖して格納容器の機能を保持できる構造とする。</u></p> <p><u>(5) 耐震設計基準を満足する構造とする。</u></p> <p><u>(6) 必要な工学的安全防護設備を設け、格納容器の格納性を高める。</u></p> <p><u>(7) 原子炉の寿命の全期間にわたって必要なときに漏えい率推定試験及び各貫通部の漏えい試験を行うことができる構造とする。</u></p> <p><u>これらの条件を満足させ、かつ実証性のある構造及び建設法を用いることを考慮して、第 9.2.1 及び第 9.2.2 図に示すように鋼製円筒形の格納容器とその外側に外周コンクリート壁を設け、格納容器と外周コンクリート壁との間の下半部は密閉されたアニュラス部を形成する。</u></p> <p><u>配管及び配線などの格納容器貫通部はあらゆる使用条件において原子炉格納施設の機能を保持できるように設計するが、さらに貫通部の外側端部はアニュラス部におき、アニュラス部を排風機により常時わずかに負圧に保つことにより、万一の貫通部漏えいにより放射性物質の放出による被害を制限する構造とする。</u></p> <p><u>格納容器内の運転床面は、ほぼグラウンドレベルで、この出入は所員用エアロックを通過して行い、このエアロックが使用できない事故時に備え非常用エアロックを別に設ける。機器保修などの際に必要な大型機器の搬出入は、原子炉停止時に機器搬入用ハッチを開いて行う。なお、原子炉を全出</u></p>	<p>9. 原子炉格納施設</p> <p>9.1 概要</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。</u></p> <p><u>格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、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、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。</u></p> <p><u>格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立ち入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。</u></p> <p><u>格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器</u></p>

変更前	変更後																				
<p><u>力運転している場合でも格納容器内の運転床上には立入りのできるようにする。</u></p> <p><u>運転床よりも1階下段にコンクリートの遮へい床が設けられ、放射線遮へいととも遮へい床以下の窒素雰囲気と床上の空気雰囲気との隔壁の機能を持たせる。原子炉容器上端のフランジは遮へい床面とほぼ同じレベルのペDESTALに支持される。</u></p> <p><u>炉容器は回転プラグにより密閉され、その上部には運転床のレベルにおいて炉上部ピット蓋が設けられる。炉容器の側方及び下方は遮へいグラファイト、安全容器、コンクリート生体遮へいなどにより囲われて、ナトリウム漏えい事故時の炉容器内ナトリウムレベルの保持と、仮想事故時に燃料物質をナトリウム内に保持することができる構造となっている。</u></p> <p><u>1次冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器もその取付フランジは遮へい床とほぼ同じレベルに支持され、これらの上部は1ループごとにコンクリート壁で仕切られたピット内に収容され運転床面にて蓋がなされる。</u></p> <p><u>仮想事故時などの際に格納容器内の圧力及び温度の降下を図り、外部への放射性物質の放散を防ぐために格納容器上部半球部を大気に露出せしめ、工学的安全防護施設として、アニユラス部排気設備などを設ける。</u></p> <p><u>なお、格納容器には通常時に運転床上に所員の立入りができ、かつ遮へい床以上に設置される機器を保護するための床上の空気雰囲気調整設備と遮へい床以下の窒素雰囲気中に設置される機器を保護するための窒素雰囲気調整設備とが設けられる。</u></p> <p><u>また、格納容器内には、この内部に設置される機器保守のために巡回式天井クレーンと機器ピットを設ける。</u></p>	<p><u>(床上)を空気雰囲気、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中において、機器修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニユラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニユラス部排気設備を設ける。アニユラス部排気設備は、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。アニユラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニユラス部排気設備のフィルタ(アニユラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。</u></p> <p><u>格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器(床下)のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあっては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあっては、ピット蓋が設置される。</u></p>																				
<p>9.2 <u>格納容器及び外周コンクリート壁</u></p>	<p>9.2 <u>主要設備</u></p>																				
<p>9.2.1 <u>格納容器</u></p>	<p>9.2.1 <u>格納容器</u></p>																				
<p><u>鋼製の格納容器は半球の頭部と円筒状の胴部及び半だ円体の底部とからなる容器である。第9.2.1図にその構造を示す。この格納容器は仮想事故の場合に1次ナトリウムと酸素が反応して火災が起こり、圧力及び温度が上昇することを仮想して設計する。</u></p>	<p><u>9.2.1.1 <u>格納容器本体</u></u></p> <p><u>格納容器は、半球形の頭部、円筒形の胴部及び半だ円形の底部から構成する炭素鋼製の上部半球形下部半だ円形鏡円筒型容器である(第9.1図参照)。この設計圧力及び設計温度については、1次冷却材であるナトリウムが空気中の酸素と反応し、燃焼した際の圧力及び温度上昇を考慮して設定するものとする。主な仕様を以下に示す。</u></p>																				
<p><u>格納容器の設計圧力は内圧 1.35 kg/cm²g、外圧 0.05 kg/cm²gである。格納容器が設計条件を満足することを確認するために据付後、耐圧試験と漏えい率試験とを行う。漏えい率試験は使用前試験圧力とこれよりも低圧の定期試験圧力とについて行う。ナトリウム注入後及び原子炉運転開始後の格納容器漏えい率推定試験は定期試験圧力で行うこととする。</u></p>	<p><u>型式 <u>上部半球形下部半だ円形鏡円筒型</u></u></p> <p><u>材料 <u>炭素鋼</u></u></p> <p><u>耐圧部については、ASME SA-516 Grade60 相当品とする。</u></p> <p><u>寸法 上部半球形部半径 <u>約 14m</u></u></p> <p><u>円筒形部内径 <u>約 28m</u></u></p> <p><u>全高 <u>約 54m</u></u></p> <p><u>容積 <u>約 30,000m³</u></u></p> <p><u>設計圧力 内圧 1.35kg/cm²[gage] (<u>約 0.13MPa[gage]</u>)</u></p> <p><u>外圧 0.05kg/cm²[gage] (<u>約 4.9kPa[gage]</u>)</u></p> <p><u>設計温度(鋼壁温度) 最高 150℃</u></p> <p><u>最低 -15℃</u></p>																				
<p><u>格納容器の主要目を次に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="474 1522 1009 1963"> <thead> <tr> <th>形 状</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>頂 部</td> <td>半 球 形</td> </tr> <tr> <td>胴 部</td> <td>円 筒 形</td> </tr> <tr> <td>底 部</td> <td>半 だ 円 形</td> </tr> <tr> <td>寸 法</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部半球部半径</td> <td>14 m</td> </tr> <tr> <td>円筒部直径</td> <td>28 m</td> </tr> <tr> <td>全 高</td> <td>約 54 m</td> </tr> <tr> <td>容 積</td> <td>約 30,000 m³</td> </tr> <tr> <td>設 計 圧 力</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	形 状		頂 部	半 球 形	胴 部	円 筒 形	底 部	半 だ 円 形	寸 法		上部半球部半径	14 m	円筒部直径	28 m	全 高	約 54 m	容 積	約 30,000 m ³	設 計 圧 力		
形 状																					
頂 部	半 球 形																				
胴 部	円 筒 形																				
底 部	半 だ 円 形																				
寸 法																					
上部半球部半径	14 m																				
円筒部直径	28 m																				
全 高	約 54 m																				
容 積	約 30,000 m ³																				
設 計 圧 力																					

変更前	変更後
<p>内 圧 1.35 kg/cm²g 外 圧 0.05 kg/cm²g 設計温度（鋼壁温度） 最高 150℃、最低 -15℃ 設計漏えい率 <u>0.7%/日（設計内圧、ガス温度 360℃において）</u> 材 料（耐圧部） ASME SA-516 Grade 60相当品</p> <p><u>測定により推定すべき格納容器漏えい率は、ナトリウム注入後の測定に伴うであろう測定誤差を考慮して設計内圧、炉停止状態雰囲気において3%/日以下とする。ただし格納容器内にナトリウムを含まないときの測定により確認すべき漏えい率は、設計内圧、常温空気において0.45%/日以下とする。</u></p>	<p>漏えい率 <u>3%/d以下（原子炉停止状態にて設計圧力時において）</u> <u>設計にあつては、内圧 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）・内部ガス温度 360℃の条件において、0.7%/d を設計漏えい率とする。なお、内部ガス温度を常温とした場合、当該設計漏えい率は、保守的に 0.45%/d となる。一方、運転開始後に実施される試験検査にあつては、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを保温していること、また、これに関連して、格納容器雰囲気調整系を運転する必要のあること、さらに、試験検査時にあつても、格納容器内圧力と原子炉容器内カバールガス圧力のバランスを保持する必要があることから、試験検査にあつては、測定される漏えい率に誤差が見込まれることから、内圧 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）・内部ガス温度 360℃の条件において、5%/d を設計漏えい率に相当する値とする。ただし、試験検査にあつては、内部ガス温度を 360℃とすることが困難であることから、内部ガス温度を常温とし、保守的に算出した 3%/d を、格納容器内にナトリウムを保有している場合の試験検査基準値とする。なお、格納容器内にナトリウムを保有していない場合には、試験検査基準値として 0.45%/d を使用する。</u></p>
<p>9.3 格納容器貫通部</p> <p><u>格納容器貫通部は熱膨脹、地震力による相対変位などを考慮し、かつ貫通部における漏えいを少なくするため次のように設計する。</u></p> <p>9.3.1 配管及び電気配線貫通部</p> <p>配管貫通部は2種類に分けられる。<u>一つはアルゴンガス系、2次系主配管等の高温配管で貫通部において熱膨脹による変位のあるもの、またはその他の理由により、貫通部で配管の変位を許さなければならないものである。これらの配管に対してはシールベローズを採用し、さらに高圧のものには、ベローズを保護するための保護管を設ける。他の一つは、変位を許す必要のないもので、配管は格納容器貫通部のノズルに直接溶接される。</u></p> <p>電気配線貫通部は貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造である。主要な貫通部については、<u>格納容器完成後にも漏えい試験を行うことができる構造とする。配管及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部はアニュラス部内に存在するよう設計する。</u></p> <p>9.3.2 所員用エアロック及び機器搬入用ハッチ</p> <p>所員用エアロックと非常用エアロックは<u>二重扉とロックで構成され、二重扉が同時に開とならないインタロック機構及び圧力平衡装置などが付属する。格納容器への機器搬入用ハッチは二重ガasketでシールされる扉をボルト締めする構造である。所員用エアロック及び非常用エアロックはエアロック室内を、また機器搬入用ハッチはシール部に設けた漏えい試験孔を、それぞれ加減圧する事によって、漏えい試験を行うことができるよう設計する。</u>シール用ガasketは定期的に点検を行い、必要に応じ取替える。</p>	<p>9.2.1.2 格納容器貫通部</p> <p>(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部</p> <p><u>配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼（ASME SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 Grade1 相当品）製のペネトレーションノズルを配置する。</u></p> <p>配管貫通部には、<u>貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとならないもの2種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や2次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨脹やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要のないものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。</u>電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、<u>運転開始後にも試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。</u></p> <p>(2) エアロック及び機器搬入口</p> <p>所員用及び非常用のエアロックは、<u>格納容器内外に気密扉を設けた構造であり、これらの扉を同時に開放しないためのインタロック及び圧力平衡装置等を有する。また、機器搬入口には、二重ガasketシール構造を有するハッチが設置される。当該ハッチは、ボルトにより機器搬入口に設置される。</u></p> <p>所員用及び非常用のエアロックについては、<u>エアロック内を加圧・減圧することで、試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。機器搬入口については、二重ガasketシール部に設けた漏えい試験孔を介して、当該シール部を加圧・減圧することで、試験検査（漏</u></p>

変更前	変更後
<p data-bbox="278 281 492 310">9.3.3 隔離弁</p> <p data-bbox="350 323 1466 401"><u>隔離弁は、格納容器を貫通する配管に原則として次に述べる基準にしたがって設備し、事故時に放射性物質が外部に漏えいしないようにするもので、格納容器の一部を構成するものである。</u></p> <p data-bbox="350 594 1466 716">原子炉運転中に格納容器の内側及び外側に<u>対して</u>開口している配管に<u>対して</u>は、格納容器の内側に<u>隔離弁を1個ずつ</u>設ける。原子炉運転中に格納容器の内側<u>または</u>外側で開口している配管に<u>対して</u>は、それぞれ格納容器の内側<u>または</u>外側に隔離弁を<u>1個</u>設ける。</p> <p data-bbox="350 728 1466 806"><u>なお、原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成しており、その配管及び機器が仮想事故に対してもその機能を保持できる配管に対しては隔離弁は設けない。</u></p> <p data-bbox="350 999 1466 1077">隔離弁の設計圧力及び温度は、格納容器の設計圧力及び温度、<u>またはその系の設計圧力及び温度のいずれか高い方の値とする。</u></p> <p data-bbox="350 1089 1466 1167"><u>これらの隔離弁は格納容器内圧力高、あるいは格納容器内床上放射能レベル高などの信号により自動的に閉鎖することができ、かつ制御室から遠隔手動操作で閉鎖できる。</u></p> <p data-bbox="278 1224 623 1253">9.3.4 バキュームブレーカ</p> <p data-bbox="350 1266 1466 1612"><u>格納容器内にナトリウム火災事故が発生し、すべての隔離弁が閉じられた後、前述の工学的安全防護施設が作動すると格納容器内の圧力及び温度は事故時の最高値となった後次第に減少し温度の降下に伴い圧力は負圧に到達する。これを放置すると格納容器設計外圧以上において格納容器が挫屈破損するおそれがあるので、内圧が零または絶対値が極めて小さい負圧となった時に手動弁を開いて外気を格納容器内に導入する。さらにこれとは独立に、絶対値が格納容器設計外圧よりも小さい設定圧力で自動的に弁を開いて外気を導入するバキュームブレーカを設置する。この場合には、格納容器内の酸素はすでに消費されており、また温度も低下しているので、外気を格納容器に導入してもナトリウム火災が再発することはない。</u></p> <p data-bbox="278 1806 700 1835">9.3.5 トランスファロータ収納部</p> <p data-bbox="350 1848 1466 1971"><u>新燃料、使用済燃料を格納容器から出入させるために、原子炉附属建物北側と格納容器との境界にトランスファロータを設置する。このトランスファロータ本体とトランスファロータ駆動部のそれぞれ一部が収納されるトランスファロータ収納部及びトランスファロータ駆動装置収</u></p>	<p data-bbox="1656 144 2742 222"><u>えい率)を行うことができるものとする。なお、シール用ガスケットについては定期的に点検し、必要に応じて交換する。</u></p> <p data-bbox="1611 235 1760 264">(3) 隔離弁</p> <p data-bbox="1656 277 2742 537"><u>格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系(アイソレーション)の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合であっても、隔離機能を喪失しないものとする。</u></p> <p data-bbox="1656 550 2742 940">原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉止している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものであるため、隔離弁を設けない。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。</p> <p data-bbox="1656 953 2742 1031"><u>なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。</u></p> <p data-bbox="1611 1178 1914 1207">(4) バキュームブレーカ</p> <p data-bbox="1656 1220 2742 1749"><u>格納容器(床下)において、1次冷却材の漏えい(設計基準事故のうち1次冷却材漏えい事故)が発生し、原子炉停止後に、その保守のために、格納容器(床下)を空気雰囲気とした際には、ナトリウムの燃焼が生じるおそれがある。隔離弁が閉止された状態にあつては、当該ナトリウム燃焼により、格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、時間の経過に伴うナトリウム燃焼の終息(格納容器内の酸素の消費)により、圧力は徐々に減少し、負圧に至る。格納容器内の圧力が負圧に至るおそれが生じた場合に、設計圧力(外圧:0.05kg/cm²[gage](約4.9kPa[gage]))を超える負荷が生じることがないように、格納容器には、外気を導入するための弁を設ける。当該弁は、格納容器の内圧が負圧となった場合に使用することを想定するものとし、設計圧力(外圧)を下回る設定圧力で自動的に弁を開放し、外気を導入するバキュームブレーカとする。なお、外気の導入が必要となる時点にあつては、格納容器内の酸素がすでに消費されていることで、ナトリウム燃焼が終息し、当該ナトリウムの温度が低下しているため、外気を導入しても、大きなナトリウムの燃焼が再発することはない。</u></p> <p data-bbox="1611 1761 1994 1791">(5) トランスファロータ収納部</p> <p data-bbox="1656 1803 2742 1971"><u>核燃料物質取扱設備の一つであるトランスファロータのうち、トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置の一部を収納するため、格納容器には、トランスファロータ収納部(トランスファロータケーシング収納部及びトランスファロータ駆動装置収納部)を設ける。トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置は、当該収納部に収</u></p>

変更前	変更後																																				
<p><u>納部が格納容器に設けられている。</u></p> <p><u>トランスファロータ及び同駆動機構は原子炉附属建物北側の構造体の延長上のコンクリート基礎上に据付けられ、このコンクリート基礎とトランスファロータ収納部との間には、考えるすべての相対変位が生じても接触しない十分な空間を設けかつこの空間とアニユラス部との間は隔壁を設けて雰囲気を独立させる。</u></p> <p>9.2.2 外周コンクリート壁及びアニユラス部</p> <p>外周コンクリート壁は鋼製の格納容器を取り囲む円筒形の鉄筋コンクリート建造物で、格納施設はいわゆるセミダブル格納構造である。すなわち外周コンクリート壁は格納容器に対して第二の格納施設となっており、格納容器と外周コンクリート壁との閉空間はアニユラス部を構成する。アニユラス部はその排気系により常時負圧に保たれる(第9.5.3図参照)。事故時には、格納容器からの放射性物質の漏えいがあっても、これがプラント周辺にフィルタを通らずに直接放散されることのないようアニユラス部を非常用換気系で負圧に保ちつつ排気する。</p> <p><u>外周コンクリート壁の主要目を次に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="474 903 1380 1081"> <tr> <td>形</td> <td>式</td> <td>鉄筋コンクリート造</td> </tr> <tr> <td>寸</td> <td>法</td> <td>内径×壁厚 約 30 m×約 0.5 m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高</td> <td>さ 地上約 27 m、地下約 20 m</td> </tr> <tr> <td>設計気密度</td> <td></td> <td>水柱約 9 mm ゲージの負圧で漏えい率 200 %/日</td> </tr> </table> <p>9.4 工学的安全防護施設</p> <p>9.4.2 非常用換気設備</p> <p><u>この設備は後述する常用のアニユラス部排気系用排風機とプレフィルタ、高効率エアフィルタ及びチャコールフィルタからなり、事故時、格納容器から漏出した放射性物質を負圧に保たれるアニユラス部に集め、フィルタでろ過した後排気筒に導き、事故時等における公衆の被ばくを最少限に制限する機能を有する。フィルタ装置の効率は系統よう素除去効率として無機よう素にして 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)、また粒子状浮遊物除去効率として 98 % (ただしDOP約 0.5 μm粒子に対して)を維持するものとする。またこの設備は格納容器内雰囲気調整系の排気中に許容値を超える放射能が検出されたときに、その排気をこの設備のフィルタでろ過した後、排気筒に導いて許容値を超える放射性物質の放出を抑制することにも用いられる。排風機並びにフィルタ類はそれぞれ 100 %の容量を有するものを2組設備する。</u></p>	形	式	鉄筋コンクリート造	寸	法	内径×壁厚 約 30 m×約 0.5 m		高	さ 地上約 27 m、地下約 20 m	設計気密度		水柱約 9 mm ゲージの負圧で漏えい率 200 %/日	<p><u>り付けられる。トランスファロータ駆動装置収納部は隔壁構造を有し、格納容器バウンダリの一部を構成する。また、トランスファロータケーシング収納部については、取り付けられたトランスファロータケーシングの一部が格納容器バウンダリの一部を構成する。これらの隔壁等については、格納容器内の原子炉建物のコンクリートと接触することがないように、十分な空間を有するものとし、かつ、アニユラス部と当該空間を隔て、雰囲気を独立させることができるものとする。</u></p> <p>9.2.2 外周コンクリート壁 (アニユラス部を含む。)</p> <p>外周コンクリート壁は、格納容器を取り囲むように設置するたて置円筒型の鉄筋コンクリート建造物であり、格納容器及び外周コンクリート壁との間下半部を密閉した空間はアニユラス部を構成する。アニユラス部は、通常運転時において、アニユラス部排気設備により、その内部を負圧状態に維持される。主な仕様を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1691 808 2522 1039"> <tr> <td>型式</td> <td>たて置円筒型</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>鉄筋コンクリート</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>内径×板厚 約 30m×約 0.5m</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>地上約 27m・地下約 20m</td> </tr> <tr> <td>設計気密度</td> <td>約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/日</td> </tr> </table> <p>9.2.3 アニユラス部排気設備 (非常用換気設備を含む。)</p> <p><u>アニユラス部排気設備は、通常運転時において、アニユラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する(第9.2図参照)。また、アニユラス部排気設備は、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。アニユラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニユラス部排気設備のフィルタ(アニユラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニユラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニユラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に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。主な仕様を以下に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="1647 1617 2478 1974"> <tr> <td colspan="2">(i) アニユラス部排風機</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2基(内予備1基)</td> </tr> <tr> <td>処理風量</td> <td>約 1,700m³/h/基</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(ii) 非常用ガス処理装置</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2基(内予備1基)</td> </tr> <tr> <td>処理風量</td> <td>約 1,700m³/h/基</td> </tr> <tr> <td>系統よう素除去効率</td> <td>無機よう素に対して 98% (ただし、湿度 80%以下において)</td> </tr> </table>	型式	たて置円筒型	材料	鉄筋コンクリート	寸法	内径×板厚 約 30m×約 0.5m	高さ	地上約 27m・地下約 20m	設計気密度	約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/日	(i) アニユラス部排風機		基数	2基(内予備1基)	処理風量	約 1,700m ³ /h/基	(ii) 非常用ガス処理装置		基数	2基(内予備1基)	処理風量	約 1,700m ³ /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)
形	式	鉄筋コンクリート造																																			
寸	法	内径×壁厚 約 30 m×約 0.5 m																																			
	高	さ 地上約 27 m、地下約 20 m																																			
設計気密度		水柱約 9 mm ゲージの負圧で漏えい率 200 %/日																																			
型式	たて置円筒型																																				
材料	鉄筋コンクリート																																				
寸法	内径×板厚 約 30m×約 0.5m																																				
高さ	地上約 27m・地下約 20m																																				
設計気密度	約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/日																																				
(i) アニユラス部排風機																																					
基数	2基(内予備1基)																																				
処理風量	約 1,700m ³ /h/基																																				
(ii) 非常用ガス処理装置																																					
基数	2基(内予備1基)																																				
処理風量	約 1,700m ³ /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)																																				

変更前	変更後
<p>9.4.1 炉上部ピット及び安全容器</p> <p>原子炉容器は地表面とほぼ等しいレベルにある運転床面よりも1階下段の遮へい床面以下に据付けられ、回転プラグで蓋がなされるほか、炉上部ピットの上部の運転床面でさらに蓋がなされている。遮へい床以下の窒素雰囲気中にある原子炉容器は、その側方及び下方を遮へいグラフィット、鋼製の安全容器、コンクリート遮へい体などにより囲われている。</p> <p>安全容器の外側にはコンクリート遮へい体を冷却するための冷却回路があり、この設備は事故時にも崩壊熱を除去するために作動できるよう設計される。</p> <p>9.5 原子炉格納施設の補助系</p> <p>9.5.1 格納容器内雰囲気調整系及びアニュラス部排気系</p> <p>原子炉格納施設の換気系は、格納容器内雰囲気調整系とアニュラス部排気系とに大別され、前者はさらに空気雰囲気調整系及び窒素雰囲気調整系に区別される。</p>	<p>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0.5μm粒子に対して）</p> <p>9.2.4 安全容器</p> <p>原子炉容器の周囲には、遮へいグラフィットが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラフィットを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体（原子炉建物の一部）の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様を以下に示す。</p> <p>型式 たて置円筒型 材料 炭素鋼 寸法 内径 約6.4m 全高 約9m</p> <p>多量の放射性物質等を放出する事故等時</p> <p>安全容器は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、安全容器内において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、漏えいした冷却材を保持し、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位-4,000mm）を確保する設計とする。</p> <p>また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持できるよう以下の条件で設計する。</p> <p>設計圧力 内圧 ベローズを含めて上部 0.5kg/cm²[gage]（約49kPa[gage]） ベローズより下部 1.0kg/cm²[gage]（約98kPa[gage]） 設計温度 耐圧部 450℃</p> <p>9.2.5 炉上部ピット</p> <p>原子炉容器は、上端のフランジにおいて、格納容器内の地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。原子炉容器の上部に設けられる回転プラグは、炉上部ピット内に位置する。炉上部ピットの上方には、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋が設置される。なお、炉上部ピット蓋については、原子炉運転中に当該エリアをA区域（基準線量率：20μSv/h以下）とする必要がある場合に、設置するものとする。</p> <p>9.2.6 格納容器雰囲気調整系</p> <p>格納容器（床上）と格納容器（床下）の圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。格納容器空気雰囲気調整設備は、第9.3図に示すように、原子炉附属建物内に設置される送風機</p>

変更前	変更後
<p><u>格納容器内空気雰囲気調整系は、遮へい床以上に据付けられる機器及び運転床に立入る人員のために空気調整を行う系統で、第9.5.1図に示すように原子炉附属建物に設置する空調機器で格納容器内に給気し、原子炉附属建物に設置される排風機で排気する。ポンプ駆動電動機を冷却するためにポンプピット室には再循環式のファンコイルユニットをおく。</u></p> <p><u>格納容器内窒素雰囲気調整系は1次冷却系機器を収納する遮へい床以下の雰囲気酸素濃度4%（重量比）以下の窒素雰囲気とし、収納機器のための雰囲気調整を行う系統である。この系統は第9.5.1図に示すように原子炉附属建物に設置する冷凍機、格納容器内遮へい床に設置する雰囲気調整機器などからなり、窒素雰囲気は系統内を再循環する。窒素雰囲気調整系の一部の機器は非常用電源に接続し停電時も雰囲気を一定条件に保持する。</u></p> <p><u>この雰囲気内ではたとえナトリウムが漏えいしてもナトリウム燃焼が持続することはない。この雰囲気内におかれる機器のメンテナンスのために窒素を空気に置換する場合は、原則として窒素を空気に置換する前に、その区域のナトリウムをドレンする。</u></p> <p><u>アニュラス部排気系は、格納容器と外周コンクリート壁との間に形成されるアニュラス部を負圧に保つ系統で、原子炉附属建物に設置する排風機により排気する。この排風機は非常用電源に接続される。</u></p> <p><u>格納施設換気系と1次ナトリウムカバーガスの圧力の関係は第9.5.1表に示すように維持される。格納施設換気系の排気は通常時排気筒から放出するが、排気中に許容量を超える放射能が検出されたときにはただちに前述の非常用換気設備のフィルタを通して排気をろ過し、その後排気筒より放出する。</u></p> <p>9.5.2 <u>コンクリート遮へい体冷却系</u></p> <p><u>炉容器をとりかこむ安全容器の外側のコンクリート遮へい体は主にガンマ線により発熱し、これを許容温度以下に保つためにコンクリート遮へい体冷却系が設けられる。本系の系統図を第9.5.2図に示す。</u></p> <p><u>また本冷却系は再臨界事故を仮想した場合にも作動し、この場合は安全容器を冷却して、安全容器の破損を防止する機能を有する。</u></p> <p><u>本冷却系の冷却材は窒素ガスで、系統図に示すようにコンクリート遮へい体とその内側に張付けられた炭素鋼板の間を流れ、通常時はコンクリート、仮想事故時には安全容器をも冷却する。冷却後の窒素ガスは管路により格納容器外へ導かれ、冷却器により熱を放散する。この冷却器の冷却は水で行う。</u></p>	<p><u>及び排風機により、格納容器（床上）に空気を給気・排気するとともに、当該雰囲気の圧力を微正圧（約0.1kPa[gage]）に維持するものである。また、1次主循環ポンプの電動機を冷却するため、格納容器（床上）には、再循環式のファンコイルユニットが設置される。</u></p> <p><u>格納容器窒素雰囲気調整設備は、第9.3図に示すように、格納容器（床下）に窒素ガスを供給することで、酸素濃度4%（重量比）以下の窒素雰囲気とし、ナトリウムが漏えいした場合にあっても、その燃焼を防止するものである。また、格納容器窒素雰囲気調整設備は、格納容器（床下）の窒素ガスを冷却し、循環するためのファンを有する。</u></p> <p><u>格納容器窒素雰囲気調整設備の一部は、非常用ディーゼル電源系に接続する。なお、格納容器（床下）の圧力は、通常、微正圧（約0.1kPa[gage]）に維持される。原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあつては、格納容器（床下）を空気雰囲気にできるものとするが、その場合は、空気置換前に、当該区域のナトリウムをドレンするものとする（ただし、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリを形成した場合を除く。）。</u></p> <p>9.2.7 <u>コンクリート遮へい体冷却系</u></p> <p><u>安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第9.4図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。</u></p> <p><u>多量の放射性物質等を放出する事故等時</u></p> <p><u>コンクリート遮へい体冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるよう整備する。また、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により、炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。</u></p> <p><u>(i) 窒素ガスブロワ</u> <u>型式 ターボブロワ</u></p>

変更前	変更後
<p>9.6 <u>格納容器の付帯設備</u></p> <p><u>格納容器内に設置される機器、設備類の据付及び保守のために運転床の側壁上部に屋内用の旋回式天井クレン1台を設置し、機器類の移動に用いる。</u></p> <p><u>原子炉内に設置される機器及び1次冷却系機器類は、機器自身が放射化したり、機器表面に放射性ナトリウムが付着したりするので、これらの機器を保守するために取外す場合には遮へい及びナトリウムの燃焼防止を計ることが必要である。このため保守用のバッグ、キャスク、コフィン類を用意する。またこれらの機器類の取扱い作業を安全に行うために、格納容器内運転床に開口をもち遮へい床以下に到る細長い円筒形の機器ピットを設ける。機器ピットは側面及び底面をコンクリートで造り鋼板でライニングする。</u></p> <p>10. <u>その他設備</u></p> <p>10.1 <u>概要</u></p> <p><u>その他の設備は、原子炉の運転及び安全を保持するのに十分な設備であり、次の各設備を含む。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) <u>冷却材純化設備</u> (2) <u>予熱設備</u> (3) <u>ナトリウム充填及びドレン設備</u> (4) <u>試料採取設備</u> (5) <u>炉内検査装置</u> (6) <u>原子炉補機冷却設備</u> (7) <u>ガス系設備</u> (8) <u>電源設備</u> (9) <u>換気設備</u> (10) <u>給水処理系</u> (11) <u>圧縮空気系</u> (12) <u>消火設備</u> (13) <u>実験設備</u> <p>10.9 <u>電源設備</u></p>	<p><u>基数 2台 (内予備1台)</u></p> <p><u>容量 約 30,000m³/h/台</u></p> <p><u>(ii) ベデスタルブースタブロー</u></p> <p><u>型式 ターボブロー</u></p> <p><u>基数 2台 (内予備1台)</u></p> <p><u>容量 約 5,500m³/h/台</u></p> <p><u>(iii) 窒素ガス冷却器</u></p> <p><u>型式 シェルアンドチューブ型</u></p> <p><u>基数 2基</u></p> <p><u>冷却水量 約 172ton/h/2基</u></p> <p><u>容量 約 1MW/2基</u></p> <p>9.2.8 <u>格納容器付帯設備</u></p> <p><u>格納容器内には、機器保守等において使用する旋回式天井クレン及び機器ピットを設ける。旋回式天井クレンは1台とし、機器類の移動に使用する。機器ピットは、運転床に開口を有し、格納容器(床下)に至る円筒形状のコンクリート構造物(原子炉建物の一部)であり、鋼製ライニングを敷設したものとする。原子炉容器内に設置される機器及び1次冷却系機器等の取り扱いにあつては、その放射化や放射性ナトリウム付着のおそれを考慮し、必要に応じて、適切なバッグ、キャスク及びコフィン類を準備し、遮蔽及びナトリウム燃焼防止を図るものとしており、機器ピットは、これらの取り扱い等に使用する。なお、機器ピット上部には、通常、ピット蓋が設置される。</u></p> <p>10. <u>その他試験研究用等原子炉の附属施設</u></p> <p>10.1 <u>概要</u></p> <p><u>原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) <u>非常用電源設備</u> (2) <u>常用電源</u> (3) <u>補機冷却設備</u> (4) <u>空調換気設備</u> (5) <u>ガス供給設備</u> (6) <u>脱塩水供給設備</u> (7) <u>圧縮空気供給設備</u> (8) <u>火災防護対策設備</u> (9) <u>通信連絡設備</u> (10) <u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</u> (11) <u>実験設備</u> <p>10.2 <u>非常用電源設備</u></p> <p><u>原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要</u></p>

変更前	変更後
<p><u>10.9.1 所内電源系統</u></p> <p><u>ディーゼル電源系統は 3.3KV 母線、 400 V 母線、 200 V 母線及び 100 V 母線より構成されそれぞれ 2 母線に分かれ常時は単独運転される。</u></p> <p><u>本系統は通常外部電源より給電されるが、外部電源喪失時はディーゼル発電機より給電される。ディーゼル発電機は緊急負荷に対して 100 %の容量のものを 2 台設置する。ディーゼル発電機の定格容量は 2,500 KVA である。ディーゼル発電機は低電圧継電器で外部電源の停電を検出し、限時継電器で数秒間停電を確認した後 2 台同時に自動起動する。</u></p> <p><u>非常用負荷は、あらかじめ決められた順序に従って 2 台のディーゼル発電機から給電される。2 台のディーゼル発電機のうち 1 台が停止しても他の 1 台でプラントの安全を維持できるように負荷を構成している。</u></p> <p><u>ディーゼル発電機の起動方式は圧縮空気始動方式で外部電源喪失後 30 秒で最初の負荷の投入が可能となる。</u></p> <p><u>10.9.2 ディーゼル系負荷</u></p> <p><u>外部電源喪失時、ディーゼル発電機により運転される主なディーゼル系負荷の概要は次のとおりである。</u></p> <p><u>ディーゼル系負荷</u></p> <p><u>電 磁 ポ ン プ</u></p> <p><u>電 動 弁</u></p> <p><u>電 磁 流 量 計</u></p> <p><u>格納容器雰囲気調整換気設備</u></p> <p><u>アニュラス排気ファン</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>さらに、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、不足電圧継電器の作動による警報の発報に期待するとともに、当該警報の発生や付随する複数の機器の過負荷トリップを確認した場合には、運転員は中央制御室にて、変圧器の一次側の電流を確認し、その結果、外部電源の異常と判断した場合には、手動により原子炉を停止するとともに、外部電源を切り離し、ディーゼル発電機を起動することで、必要な電力を確保するものとする。</u></p> <p><u>蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。</u></p> <p><u>(1) ディーゼル発電機</u></p> <p><u>原子炉施設には、2 系統の非常用ディーゼル電源系を設ける。各系統は、ディーゼル発電機、3.3kV 母線、400V 母線、200 V 母線及び 100V 母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。非常用ディーゼル電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、外部電源より給電されるものとするが、外部電源喪失時には、ディーゼル発電機より電源が供給される。ディーゼル発電機については、定格容量を約 2,500kVA とし、外部電源の喪失に対処するための設備がその機能を確保するために必要な負荷（以下「非常用負荷」という。）に対して、100%の容量を有するものを、2 系統の非常用ディーゼル電源系に各 1 基（合計：2 基）設置するものとする。</u></p> <p><u>ディーゼル発電機は、低電圧継電器により外部電源の喪失を検出し、限時継電器で数秒間の停電を確認した後、2 基同時に自動起動する。ディーゼル発電機の起動方式は、圧縮空気始動方式であり、外部電源喪失後 30 秒で最初の負荷投入が可能となる。2 基のディーゼル発電機は、あらかじめ決められた順序に従い、非常用負荷に給電するものとする。なお、非常用負荷は、2 基のディーゼル発電機のうち 1 基が停止した場合であっても、他の 1 基により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。主な負荷を以下に示す。</u></p> <p><u>1 次補助冷却系及び 2 次補助冷却系</u></p> <p><u>1 次純化系及びオーバフロー系</u></p> <p><u>1 次冷却系予熱設備（一部）</u></p> <p><u>2 次冷却系予熱設備</u></p> <p><u>格納容器雰囲気調整系</u></p> <p><u>アニュラス部排気設備</u></p> <p><u>非常用換気設備</u></p>

変更前	変更後
<p> <u>中央制御室及び保健物理室空調換気設備</u> <u>補助冷却系冷却器用送風機</u> 補機冷却水系統 照 明 <u>ナトリウム予熱ヒータ</u> <u>充 電 器</u> 圧縮空気供給設備 <u>計測制御設備</u> 非常用<u>排</u>気設備 </p> <p> 交流無停電電源は交流無停電負荷に給電するもので互に独立した2組の直流母線と2組の交流無停電母線より構成される。交流無停電負荷に対し整流器及びインバーターは1組で100%の容量をもち、蓄電池は200V、800AHの容量をもち負荷に対して2時間放電できる。一方の装置の故障あるいは修理時にも母線連絡用しゃ断器を入れることにより、支障なく給電できる。本装置は常時、ディーゼル400V母線より給電されるが、外部電源停電時あるいは所内電源停電時においては蓄電池より給電される。 </p> <p> 直流無停電電源は直流無停電負荷に給電する設備で、2組の直流無停電母線より構成される。各母線には整流器と蓄電池がそれぞれ1組接続され整流器は全直流無停電負荷に対して100%の容量のものを設置する。蓄電池は100V、1,800AHの容量をもち負荷に対して2時間放電できる。常時はディーゼル400V母線より給電され整流器により直流100Vにし、蓄電池を浮遊充電しながら直流無停電負荷に給電する。 </p> <p> 10.9.3 無停電系負荷 <u>(1) 主な交流無停電負荷は次のとおりである。</u> </p> <ul style="list-style-type: none"> <u>1次冷却系電磁流量計</u> <u>1次及び2次冷却系現場計装</u> <u>補助冷却1次及び2次系現場計装</u> 中央制御室<u>1次冷却系計装</u> 中央制御室<u>2次冷却系計装</u> 中央制御室核計装 中央制御室<u>原子炉制御系</u> 中央制御室<u>保物計装</u> <u>通 信 設 備</u> <u>火災報知電源</u> 	<p> <u>コンクリート遮へい体冷却系</u> <u>気体廃棄物処理設備</u> <u>放射線監視設備（一部）</u> <u>空調換気設備（一部）</u> 補機冷却設備 圧縮空気供給設備 <u>非常用照明設備</u> </p> <p> (2) 蓄電池 <u>原子炉施設には、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設ける。交流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時</u>にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、<u>全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）</u>には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。<u>交流無停電電源系の蓄電池については、容量を800Ahとし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の交流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の交流無停電電源系のうち1系統が停止した場合にあっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。直流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。直流無停電電源系は、通常時</u>にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、<u>全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）</u>には、蓄電池より電源が供給される。<u>直流無停電電源系の蓄電池については、容量を1,800Ahとし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の直流無停電電源系のうち1系統が停止した場合にあっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系の主な負荷を以下に示す。</u> </p> <p> <u>交流無停電電源系</u> <u>原子炉保護系（関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。）</u> <u>格納容器（隔離弁（制御用電源））</u> <u>中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）</u> </p> <p> <u>直流無停電電源系</u> </p>

変更前	変更後
<p><u>(2) 主な直流無停電負荷は次のとおりである。</u></p> <p><u>1次冷却系電動弁</u></p> <p><u>1次及び2次冷却系現場計装</u></p> <p><u>補助冷却1次及び2次系現場計装</u></p> <p>中央制御室<u>1次冷却系計装</u></p> <p>中央制御室<u>2次冷却系計装</u></p> <p><u>建物非常灯</u></p> <p><u>所内配電盤操作用電源</u></p> <p>1次<u>冷却系</u>ポンプポニーモータ</p> <p>本原子炉施設の<u>所内電源系統は一般電源系統、ディーゼル電源系統、交流無停電系統及び直流無停電系統より構成される。第10.9.1図に本電源設備の全体系統図を示す。</u></p> <p><u>本設備は南受電所より商用66KV1回線を受電し、主変圧器で3.3KVに降圧して、所内母線を経由して各系統へ給電する。</u></p> <p><u>一般電源系統は3.3KV母線、400V母線、200V母線より構成されそれぞれ2母線に分かれ常時は単独運転される。</u></p> <p>10.7 <u>原子炉補機冷却設備</u></p> <p>補機冷却設備は、揚水ポンプ、補助水槽、循環ポンプ、冷却塔、冷却水槽、<u>水処理設備</u>からなり、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、<u>燃料貯蔵プール冷却系</u>、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等から熱を除去し、これを冷却塔から大気へ放散させるものである。その系統は第10.7.1図に示すとおりである。</p> <p>揚水ポンプによって、冷却水槽から汲みあげられた水は冷却塔を経て各設備へ供給され、各設備を冷却した後冷却水槽へ戻る。揚水ポンプ及び循環ポンプにはそれぞれ非常用電源に接続された予備ポンプを設ける。</p> <p>10.10 <u>換気設備</u></p> <p><u>原子炉附属建物の換気設備は、その内部の放射線管理区域における空気汚染の抑制、外部へ汚染空気が放出されることの抑制、機器、人員に必要な雰囲気調整等に用いる設備である。管理区域を通る空気の排気は排風機室のフィルタで濾過したのち排気筒に導いて外部へ放出する。換気系統は、停電あるいは送排風機故障時を含み、常時も管理区域の汚染空気が非管理区域へ流出しないように、また管理区域内の高汚染空気が低汚染区域へ逆流しないように設計する。このため逆流防止シャッタ、予備送排風機あるいは非常用電源に接続される送排風機などを設け、排風機室の排風機及びフィルタは100%容量のものをそれぞれ2組宛設置する。</u></p> <p>10.8 <u>ガス系設備</u></p> <p><u>原子炉のガス系設備として次のものを設ける。</u></p> <p><u>(1) アルゴンガス系</u></p> <p><u>(2) 窒素ガス系</u></p> <p>10.8.1 <u>アルゴンガス系</u></p>	<p><u>1次主冷却系（1次主循環ポンプポニーモータ）</u></p> <p><u>1次補助冷却系（サイフォンブレイク弁）</u></p> <p><u>格納容器（隔離弁（駆動用電源））</u></p> <p><u>中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）</u></p> <p>非常灯</p> <p>10.3 <u>常用電源</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉施設における電源系統図を第10.3.1図に示す。原子炉施設の電源系統は、一般電源系、非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系から構成する。原子炉施設を受電エリアにおいて、主変圧器により、3.3kVに降圧し、2系統の一般電源系に電源を供給する。各系統は、3.3kV母線、400V母線及び200V母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。</u></p> <p>10.4 <u>補機冷却設備</u></p> <p>補機冷却設備は、冷却水水槽、補助水槽、冷却塔、揚水ポンプ及び循環ポンプ等から構成する（第10.4.1図参照）。補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽より水を汲み上げ、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、<u>使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備</u>、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等に冷却水を供給するものであり、各設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。なお、一部の補機冷却設備については、循環ポンプにより、冷却水水槽を経由せず、冷却水を循環する。また、除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。揚水ポンプ及び循環ポンプについては、それぞれ非常用ディーゼル電源系に接続された予備ポンプを設けるものとする。</p> <p>10.5 <u>空調換気設備</u></p> <p><u>原子炉施設には、管理区域における空気汚染の抑制、外部への汚染空気の放出抑制、及び機器・人員に必要な雰囲気調整等に用いる空調換気設備を設ける。</u></p> <p>管理区域の空気は、<u>空調換気設備の排気ラインに設けられたフィルタを介して、主排気筒又は排気筒に導入され、外部に放出される。空調換気設備は、外部電源喪失時又は送排風機故障時を含め、管理区域の汚染空気が非管理区域へ流出しないように、また、管理区域内において、高汚染空気が、その他の区域に拡大しないように設計するものとし、その機能に応じて、非常用ディーゼル電源に接続するとともに、逆流防止用のダンパを設置する。</u></p> <p>10.6 <u>ガス供給設備</u></p> <p><u>原子炉施設には、ガス供給設備として、アルゴンガス供給設備及び窒素ガス供給設備を設ける。</u></p> <p>10.6.1 <u>アルゴンガス供給設備</u></p> <p>アルゴンガスは、ナトリウムの自由液面のカバーガス他に、シールガスやパージガスとして使</p>

変更前	変更後				
<p><u>(1) 概 要</u></p> <p>アルゴンガスは、ナトリウムの自由液面のカバーガスとして用いられる他に、<u>主循環ポンプの軸、及び制御棒駆動装置のシールガス、燃料交換、機器修理の際の浄化等に用いられる。これらは機能及び設計上から供給系、放射性の1次アルゴンガス系、非放射性の2次アルゴンガス系、及び燃料受入貯蔵系に区分される。これらの概略図を第 10.8.1 図に示す。</u></p> <p><u>(2) アルゴンガス供給系</u></p> <p>本原子炉プラントに必要なアルゴンガスの供給を行う系統であり、液体アルゴン貯蔵タンク、アルゴン送ガス気化器、アルゴンガス供給タンクからなる。<u>本供給系の貯蔵能力は原子炉の通常運転時の約 10 日分である。</u></p> <p>アルゴンガスはタンクローリによって液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。貯蔵タンク中の液体アルゴンはエバポレータで気化されて供給タンクに送られ、<u>これより、1 次アルゴンガス系、2 次アルゴンガス系及び燃料受入貯蔵系に供給される。</u></p> <p>10.8.2 窒素ガス系</p> <p><u>(1) 概 要</u></p> <p>窒素ガス系は通常時ナトリウムに直接接触しない<u>次の各系統機器に窒素ガスを供給、分配する系統である。</u></p> <p>1) 格納容器内</p> <p>イ) 原子炉格納容器窒素雰囲気調整系 ロ) 安全容器呼吸系 ハ) 窒素雰囲気内計装用ガス作動弁 ニ) 原子炉格納容器床上吹込み系 ホ) 予熱窒素ガス系</p> <p>2) 原子炉附属建物内</p> <p>イ) 1 次ナトリウム純化系冷却機器 ロ) コンクリート遮へい体冷却系機器</p> <p><u>窒素ガスの供給分配の系統図を第 10.8.2 図に示す。</u></p> <p><u>窒素ガス貯蔵設備は主冷却機建物内に設置され、窒素ガス貯蔵タンク及びエバポレータなどからなる。</u></p> <p><u>原子炉通常運転時、窒素ガスは液体窒素として貯蔵タンクに貯える。その貯蔵量は原子炉通常運転時所要量の約 1 週間分である。</u></p> <p><u>(2) 機 器</u></p> <table border="0"> <tr> <td>液体窒素貯蔵タンク</td> <td>容量 約 11,000 ℓ (液体窒素)</td> </tr> <tr> <td>窒素送ガス気化器</td> <td>スチーム加温式特殊型 最大蒸発量約 2,000 Nm³/hr</td> </tr> </table> <p>10.11 脱塩水供給設備</p> <p><u>原水は敷地内のダムよりポンプによって取水してろ過装置で処理し、ろ過水貯蔵タンクに貯蔵する。</u></p> <p><u>ろ過水貯蔵タンクから脱塩水供給設備ボイラ、飲料水その他に給水する。</u></p>	液体窒素貯蔵タンク	容量 約 11,000 ℓ (液体窒素)	窒素送ガス気化器	スチーム加温式特殊型 最大蒸発量約 2,000 Nm ³ /hr	<p><u>用される。アルゴンガス供給設備は、液体アルゴン貯蔵タンク、アルゴン送ガス気化器及びアルゴン供給タンク等から構成する(第 10.6.1 図参照)。</u>アルゴンガス供給設備におけるアルゴンガスの貯蔵能力は、<u>通常時に使用するアルゴンガス約 10 日分とする。</u>アルゴンガスは、<u>タンクローリー等により、液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。液体アルゴン貯蔵タンク中の液体アルゴンは、アルゴン送ガス気化器で気化され、アルゴン供給タンクに送られた後、1 次アルゴンガス系、2 次アルゴンガス系及び燃料受入貯蔵系用アルゴンガス系等に供給される。</u></p> <p>10.6.2 窒素ガス供給設備</p> <p>窒素ガスは、<u>格納容器(床下)の雰囲気ガスの他に、窒素雰囲気に設置された計装用ガス、ナトリウムに直接接触しない設備等での予熱ガス又は冷却ガスとして使用される。窒素ガス供給設備は、液体窒素貯蔵タンク、窒素送ガス気化器及び窒素ガス供給ヘッダ等から構成する(第 10.6.2 図参照)。</u>窒素ガス供給設備における窒素ガスの貯蔵能力は、<u>通常時に使用する窒素ガス約 1 週間分(液体窒素貯蔵タンク容量:約 11m³(液体窒素))とする。窒素ガスは、タンクローリー等により、液体窒素貯蔵タンクに供給される。液体窒素貯蔵タンク中の液体窒素は、窒素送ガス気化器(スチーム加温式特殊型(最大蒸発量:約 2,000Nm³/h))で気化され、窒素ガス供給ヘッダに送られた後、格納容器窒素雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、1 次冷却系予熱設備の窒素ガス予熱系、及び 1 次純化系コールドトラップ等に供給される。</u></p> <p>10.7 脱塩水供給設備</p> <p><u>原子炉施設で使用する水は、敷地内に設けられた人造湖(夏海湖)からポンプにより取水され、ろ過装置で処理した後、ろ過水貯蔵タンクに貯蔵され、脱塩水供給設備やボイラー設備等に使用される。脱塩水供給設備は、主に、使用済燃料貯蔵設備水冷却池に純水を供給するために用いられるものであり、ろ過水は、混床式イオン交換塔を経由し、純水となり、純水貯蔵タンクに貯蔵され、使用済燃料貯蔵設</u></p>
液体窒素貯蔵タンク	容量 約 11,000 ℓ (液体窒素)				
窒素送ガス気化器	スチーム加温式特殊型 最大蒸発量約 2,000 Nm ³ /hr				

変更前	変更後
<p>脱塩水供給設備は主として使用済燃料貯蔵プールに純水を供給するもので、ろ過水は混床式イオン交換塔を<u>通って</u>純水となり、純水貯蔵タンクに<u>貯えられる。</u></p>	<p><u>備水冷却浄化設備等に使用される。脱塩水供給設備の給水処理系は2系統から構成し、1系統において混床式イオン交換塔の再生運転中であっても、純水を供給できるものとする。なお、1系統運転時の処理水量は5m³/dとし、混床式イオン交換塔出口の導電率を1μS/cm以下(25℃)とする。また、給水処理系の操作(混床式イオン交換塔の再生運転を含む)は、全自動、半自動又は遠隔手動で実施できるものとする。</u></p>
<p>給水処理系は2系列設け、1系列が再生時でも純水の補給ができるようにする。また、この系統(給水脱塩装置の再生を含む)の操作は全自動、半自動、遠隔手動のいずれでも可能なように設計する。</p>	
<p><u>脱塩水供給設備の主要目は下記のとおりである。</u></p>	
<p>処理水量 5m³/day (1系列運転時)</p>	
<p><u>水質(モノペットポリシャ出口)</u></p>	
<p>導電率 1μS/cm以下(25℃)</p>	
<p><u>型式</u> 混床式</p>	
<p>10.12 圧縮空気系</p>	<p>10.8 圧縮空気供給設備</p>
<p>圧縮空気系は計測用空気及び所内サービス用空気を供給するもので、100%容量の圧縮機を2台と冷却器、空気貯蔵タンク、除湿塔などよりなる。圧縮機は電源喪失時にも空気を必要箇所に供給できるように非常用電源に接続される。</p>	<p>圧縮空気供給設備は、計測用圧縮空気及びサービス用圧縮空気を供給するものであり、圧縮機、後部冷却器、空気貯蔵及び除湿塔等から構成する。圧縮機は、必要な負荷に対して100%の容量を有するものを3台設けるものとし、2台は予備機として運用する。また、外部電源喪失時であっても圧縮空気を供給できるように非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。圧縮空気供給設備の主な仕様を以下に示す。</p>
<p><u>系の主要機器の主要目は次のとおりである。</u></p>	
<p>(1) 圧縮機</p>	<p>(1) 圧縮機</p>
<p>型式 無給油式圧縮機</p>	<p>型式 無給油式圧縮機</p>
<p>台数 <u>2</u></p>	<p>台数 <u>3台</u></p>
<p>圧力 7kg/cm²g</p>	<p>圧力 7kg/cm²[gage] (約0.69MPa[gage])</p>
<p>(2) <u>後方冷却器</u></p>	<p>(2) <u>後部冷却器</u></p>
<p>型式 表面冷却式単流横置型</p>	<p>型式 表面冷却式単流横置型</p>
<p>基数 <u>2</u></p>	<p>基数 <u>3基</u></p>
<p>(3) 空気貯蔵タンク</p>	<p>(3) 空気貯蔵タンク</p>
<p>型式 <u>たて型密閉式</u></p>	<p>型式 <u>横置円筒型</u></p>
<p>基数 <u>1</u></p>	<p>基数 <u>2基</u></p>
<p>(4) 除湿塔</p>	<p>(4) 除湿塔</p>
<p>型式 活性アルミナ吸着式</p>	<p>型式 活性アルミナ吸着式</p>
<p>基数 2</p>	<p>基数 <u>2基</u></p>
<p>10.13 消火設備</p>	<p>10.9 火災防護対策設備</p>
<p><u>建物用には、次のような消火設備を設け、たとえ火災が発生しても安全の態勢がとれる防火対策を講じる。</u></p>	<p><u>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の火災防護対策設備を設ける。</u></p>
<p>(1) 固定式消火装置</p>	<p>10.9.1 消火設備</p>
<p>(2) 消火用ホース類</p>	<p><u>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の消火設備を設ける。</u></p>
<p>(3) 可搬式消火器</p>	<p><u>なお、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。</u></p>
<p><u>特に本原子炉設備はナトリウムを使用するため、漏えい時の消火剤として必要箇所に特殊化学消火剤を備える。</u></p>	<p>(1) 可搬式消火器(ナトリウム燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を、一般火災に対しては、ABC消火器又は二酸化炭素消火器を使用)</p>

変更前	変更後
(なし)	<p>(2) 固定式消火設備 <u>(ハロン消火設備)</u></p> <p>(3) 消火用ホース類 <u>(ナトリウムを取り扱う区域(管理区域を包絡)を除いた区域(屋外等)で使用)</u></p>
(なし)	<p>(追加)</p> <p><u>10.9.2 感知設備</u></p> <p><u>(省略)</u></p>
(なし)	<p>(追加)</p> <p><u>10.10 通信連絡設備</u></p> <p><u>(省略)</u></p>
(なし)	<p>(追加)</p> <p><u>10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材</u></p> <p><u>(省略)</u></p>
10.14 実験設備	<p>10.12 実験設備</p> <p><u>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。</u></p>
10.14.1 計測線付実験装置	<p>10.12.1 計測線付実験装置</p> <p><u>計測線付実験装置は、高速増殖炉用機器・システム開発のための炉内試験等を行うための設備であり、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。</u></p>
(1) 上部構造	<p>(1) 上部構造</p> <p>上部構造は、炉心上部機構に取付けられ、試料部を保持するものであり、カバーガスバウンダリや適切な遮蔽機能を有し、自己作動型炉停止機構開発のための炉内試験等の実験の目的に応じ、試料部を案内管内で上下駆動できる構造とする。</p>
(2) 案内管	<p>(2) 案内管</p> <p>上部案内管は、炉心上部機構に位置して、試料部と上部構造の一部を内包する。下部案内管は、炉心支持板に保持され、試料部を導くものである。</p>
(3) 試料部	<p>(3) 試料部</p> <p>試料部には、試験目的に応じ、上部構造に設置した電磁石により保持できる試験体、原子炉用構造材料等からなる照射試験片を収納した試験体及び熱電対等のモニタ類を装備した試験体等を使用する。</p>

変更前	変更後
<p>体等を使用する。</p> <p>試料部は主に照射試験片と構造材からなる。計測線付実験装置のうち、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあつては、試料部を可動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないものとする。</p> <p>10.14.2 照射用実験装置</p> <p>(1) 主要設備</p> <p>照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備であり、照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン<u>また</u>はトリウムの単体<u>また</u>は混合物の化合物<u>また</u>は金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む）を使用する。</p> <p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから<u>なり</u>、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。核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料をSUS316相当ステンレス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と密封型があり、先行試験用γ型コンパートメントの内壁構造容器<u>も</u>しくは基礎試験用γ型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造を有する。照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあつては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とする。主要仕様を第10.1.1表に示す。</p> <p>スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから<u>なり</u>、ベリリウム<u>も</u>しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラップ管を有する他の炉心構成要素と同じである。</p> <p>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する。</p> <p>(2) 設計方針</p> <p>① 照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造とする。照射物に核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を使用する場合には、照射試料を外側容器に装填した構造とする。外側容器は、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造とするとともに、外側容器を密封<u>も</u>しくは外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とし、原子炉の安全機能を損なうことがないようにする。</p> <p>② 本体設備は、炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する。また、照射試験の目的に応じて、本体設備の周囲にスペクトル調整設備を装荷する（炉心</p>	<p>試料部は主に照射試験片と構造材からなる。計測線付実験装置のうち、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあつては、試料部を可動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないものとする。</p> <p>10.12.2 照射用実験装置</p> <p>(1) 主要設備</p> <p>照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備であり、照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン<u>又は</u>トリウムの単体<u>又は</u>混合物の化合物<u>又は</u>金属）、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。</p> <p>照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから<u>構成し</u>、照射試料をラップ管に内包した構造を有する（第10.10.2図参照）。照射試料は、照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封した構造を有する。核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料をSUS316相当ステンレス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と密封型があり、先行試験用γ型コンパートメントの内壁構造容器<u>若</u>しくは基礎試験用γ型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造を有する。照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあつては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とする。主要仕様を第10.10.1表に示す。</p> <p>スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから<u>構成し</u>、ベリリウム<u>若</u>しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。</p> <p>本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラップ管を有する他の炉心構成要素と同じである。</p> <p>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（<u>炉心燃料領域を除く。</u>）。</p> <p>(2) 設計方針</p> <p>(i) 照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造とする。照射物に核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を使用する場合には、照射試料を外側容器に装填した構造とする。外側容器は、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造とするとともに、外側容器を密封<u>若</u>しくは外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とし、原子炉の安全機能を損なうことがないようにする。</p> <p>(ii) 本体設備は、炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する。また、照射試験の目的に応じて、本体設備の周囲にスペクトル調整設備を装荷する（炉心燃料領域を除く。）。ただし、本体設備及びスペクトル調整設備は、原子炉の核熱特性に影響</p>

変更前	変更後
<p>燃料領域を除く)。ただし、本体設備及びスペクトル調整設備は、原子炉の核熱特性に影響を与えないよう、「11.3.2 核設計基準」、「11.3.4 反応度バランス及び停止余裕」、「11.3.5 反応度係数」、「11.4.2 熱設計基準値及び熱的制限値」及び「11.4.8 熱特性主要目」の記載値を超えないように装荷することとし、原子炉の核熱特性に影響を与えないものとする。</p> <p>③ 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質質量の 15%を超えないものとする。</p> <p>炉心燃料領域に装荷する本体設備の最大装荷個数は、B型、D型照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計が 7 体を超えないものとする。半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の本体設備の核分裂性物質質量は、炉心燃料領域の核分裂性物質質量との合計で「3. 原子炉及び炉心」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>上記制限により、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらさないようにする。</p> <p>④ 照射用実験装置及び照射試料は、下記の方針を満足するように設計し、放射性物質の著しい漏えいが生じないようにする。</p> <p>照射用実験装置</p> <p>イ. 照射用実験装置の輸送及び取扱時に受ける通常の荷重並びに地震時の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。なお、地震時については、「『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』等の耐震安全性に係る安全審査指針類の改訂等について」（平成 18 年 9 月 19 日付け原子力安全委員会決定）の基本的な考え方を参考とする。地震時の荷重を設定するにあたり、基準地震動 Ss が必要な場合は、基準地震動 Ss を策定するまでの間、当該指針における基準地震動 Ss の策定の考え方等を参考とし、保守的な荷重を設定する。</p> <p>ロ. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射用実験装置の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>ハ. 照射試料の異常時において、照射用実験装置の外側容器にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>照射試料</p> <p>イ. 照射物最高温度が溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないように設計する。</p> <p>ロ. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの内圧は、照射試料キャプセルにかかる引張応力を抑えるように低く設計する。</p> <p>ハ. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>⑤ スペクトル調整設備には、照射試験上、必要な量のベリリウム等を充填する。</p> <p>(3) 照射試験上の制限</p> <p>① 照射用実験装置の照射位置</p>	<p>響を与えないよう、「3.4.1 設計方針（核設計基準）」、「3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕」、「3.4.4 反応度係数」、「3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値」及び「3.5.8 熱特性主要目」の記載値を超えないように装荷することとし、原子炉の核熱特性に影響を与えないものとする。</p> <p>(iii) 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質質量の 15%を超えないものとする。</p> <p>炉心燃料領域に装荷する本体設備の最大装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計が 4 体を超えないものとする。半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の本体設備の核分裂性物質質量は、炉心燃料領域の核分裂性物質質量との合計で「3.2 炉心」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>上記制限により、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらさないようにする。</p> <p>(iv) 照射用実験装置及び照射試料は、下記の方針を満足するように設計し、放射性物質の著しい漏えいが生じないようにする。</p> <p>照射用実験装置</p> <p>a. 照射用実験装置の輸送中又は取扱中に受ける通常の荷重並びに地震時の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。</p> <p>b. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射用実験装置の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>c. 照射試料の異常時において、照射用実験装置の外側容器にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>照射試料</p> <p>a. 照射物最高温度が溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないように設計する。</p> <p>b. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの内圧は、照射試料キャプセルにかかる引張応力を抑えるように低く設計する。</p> <p>c. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。</p> <p>(v) スペクトル調整設備には、照射試験上、必要な量のベリリウム等を充填する。</p> <p>(3) 照射試験上の制限</p> <p>(i) 照射用実験装置の照射位置</p> <p>本体設備：炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域</p>

変更前	変更後
<p>本体設備：炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域</p> <p>スペクトル調整設備：半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域</p> <p>ただし、照射用実験装置は、原子炉の核熱特性に影響を与えないよう装荷する。</p> <p>② 照射用実験装置の最大発熱量 本体設備 1 体あたりの最大発熱量：140kW</p> <p>③ 照射用実験装置の最大装荷個数 炉心燃料領域に装荷する場合にあっては、 最大装荷個数：B型、D型照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計 7 体 半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する場合にあっては、 最大装荷個数（スペクトル調整設備を除く）：6 体</p> <p>④ 照射用実験装置の核分裂性物質 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質の 15%を超えないものとする。また、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷した本体設備と炉心燃料領域の核分裂性物質との合計で「3. 原子炉及び炉心」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>⑤ 照射用実験装置の最高燃焼度 最高燃焼度：200,000MWd/t（核分裂するものの場合）</p> <p>(4) 評価</p> <p>① 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射試料の健全性は下記のように保たれる。</p> <p>イ. 照射物最高温度 照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、照射物最高温度が溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。</p> <p>ロ. 照射試料キャプセルの内圧、応力 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した場合、照射試料キャプセルの内圧は、照射物から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとることにより、照射試料キャプセルの内圧は低い。 照射試料キャプセルの応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は照射試料キャプセルの材料の強度を安全側に考慮して設定した S m 値より小さい。</p> <p>② 照射用実験装置は、輸送及び取扱時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した照射用実験装置にあっては、照射試料を外側容器に封入する。運転時の異常な過渡変化または事故とあいまって、万一、照射試料キャプセルが破損した際に発生する外側容器内の圧力に対し、外側容器の肉厚を適切に設定するため、外側容器の健全性は確保される。</p>	<p>スペクトル調整設備：半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域</p> <p>ただし、照射用実験装置は、原子炉の核熱特性に影響を与えないよう装荷する。</p> <p>(ii) 照射用実験装置の最大発熱量 本体設備 1 体あたりの最大発熱量：140kW</p> <p>(iii) 照射用実験装置の最大装荷個数 炉心燃料領域に装荷する場合にあっては、 最大装荷個数：照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計 4 体 半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する場合にあっては、 最大装荷個数（スペクトル調整設備を除く。）：6 体</p> <p>(iv) 照射用実験装置の核分裂性物質 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質の 15%を超えないものとする。また、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷した本体設備と炉心燃料領域の核分裂性物質との合計で「3. 原子炉本体」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。</p> <p>(v) 照射用実験装置の最高燃焼度 最高燃焼度：200,000MWd/t（核分裂するものの場合）</p> <p>(4) 評価</p> <p>(i) 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射試料の健全性は下記のように保たれる。</p> <p>a. 照射物最高温度 照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、通常運転時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、照射物最高温度が溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。</p> <p>b. 照射試料キャプセルの内圧及び応力 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した場合、照射試料キャプセルの内圧は、照射物から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとることにより、照射試料キャプセルの内圧は低い。 照射試料キャプセルの応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は照射試料キャプセルの材料の強度を安全側に考慮して設定した S m 値より小さい。</p> <p>(ii) 照射用実験装置は、輸送中又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した照射用実験装置にあっては、照射試料を外側容器に封入する。運転時の異常な過渡変化又は事故とあいまって、万一、照射試料キャプセルが破損した際に発生する外側容器内の圧力に対し、外側容器の肉厚を適切に設定するため、外側容器の健全性は確保される。</p> <p>(iii) 照射試料キャプセルは十分な強度を有するため、原子炉の安全機能を損なうことはない。</p>

変更前	変更後
<p>③ 照射試料キャプセルは十分な強度を有するため、原子炉の安全機能を損なうことはない。また、外側容器は、万一、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造としており、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料は照射用実験装置の外側へ漏れ出ることなく、原子炉の安全機能を損なうことはない。</p> <p>④ 照射用実験装置において、核燃料物質を装填する場合にあつては、1体あたりの核分裂性物質質量を、最大でも炉心燃料集合体（内側）1体あたりの核分裂性物質質量の15%を超えないものとしており、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらすことはない。また、照射用実験装置には、輸送及び取扱時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有しており、放射性物質の著しい漏えいが生じることはない。</p>	<p>また、外側容器は、万一、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造としており、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料は照射用実験装置の外側へ漏れ出ることなく、原子炉の安全機能を損なうことはない。</p> <p>(iv) 照射用実験装置において、核燃料物質を装填する場合にあつては、1体あたりの核分裂性物質質量を、最大でも炉心燃料集合体（内側）1体あたりの核分裂性物質質量の15%を超えないものとしており、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらすことはない。また、照射用実験装置には、輸送又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有しており、放射性物質の著しい漏えいが生じることはない。</p>

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類八：表】

変更前

(なし)

変更後

第 1.2.1 表 安全上の機能別重要度分類表

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器		
		異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)			
重要度による分類	安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1 クラス2 クラス3	PS-1 PS-2 PS-3	MS-1 MS-2 MS-3	X	
	安全に関連しない構築物、系統及び機器					安全機能以外の機能のみを行うもの

(なし)

第 1.2.2 表(1) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破壊を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
		炉心形状の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心パレル構造物 1) パレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	

(なし)

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

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

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前

(なし)

変更後

第 1.2.2 表(3) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉カバーガスのバウンダリ機能	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。 ② 原子炉容器 1) 本体(原子炉冷却材バウンダリに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。 ③ 1次主冷却系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(原子炉冷却材バウンダリに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。 ④ 1次オーバーフロー系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。 ⑤ 1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。 ⑥ 回転プラグ(ただし、計装等の小口径のものを除く。	
		原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ④ 気体廃棄物処理設備 1) アルゴン廃ガス処理系	
		燃料を安全に取り扱う機能	① 核燃料物質取扱設備	

変更前

変更後

(なし)

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

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

(なし)

第1.2.2表(5) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-3	異常状態の起回事象となるものであってPS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	1次冷却材を内蔵する機能 (PS-1以外のもの)	① 1次ナトリウム純化系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ② 1次オーバーフロー系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁(PS-1に属するもの及び計装等の小口径のものを除く。)	
		2次冷却材を内蔵する機能 (通常運転時の炉心の冷却に関連するもの)	① 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
		放射性物質の貯蔵機能	① 液体廃棄物処理設備 ② 固体廃棄物貯蔵設備	
		通常運転時の冷却材の循環機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプ i) 1次主循環ポンプ本体(循環機能) ii) 主電動機 ② 2次主冷却系 1) 2次主循環ポンプ i) 2次主循環ポンプ本体(循環機能) ii) 電動機	
		通常運転時の最終ヒートシンクへの熱輸送機能	① 2次主冷却系 1) 主送風機 i) 電動機 ii) 電磁ブレーキ	
		電源供給機能 (非常用を除く。)	① 一般電源系(受電エリア)	
		プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)	① 原子炉冷却材温度制御系(関連するプロセス計装及び制御用圧縮空気設備を含む。)	
原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	① 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 i) 被覆管 2) 照射燃料集合体 i) 被覆管		

変更前

(なし)

変更後

第 1.2.2 表(6) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-3	運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	制御室外からの安全停止機能	① 中央制御室外原子炉停止盤(安全停止に関連するもの)	
		燃料プール水の補給機能	① 原子炉附属物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備(MS-2に属するものを除く。) ② 第一使用済燃料貯蔵物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備(MS-2に属するものを除く。) ③ 第二使用済燃料貯蔵物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備(MS-2に属するものを除く。)	
	出力上昇の抑制機能	① インターロック系 1) 制御棒引抜きインターロック系		
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	① 事故時監視計器(MS-2に属するものを除く。) ② 放射線管理施設(MS-2に属するものを除く。) ③ 通信連絡設備 ④ 消火設備 ⑤ 安全避難通路 ⑥ 非常用照明	

(なし)

第 1.2.3 表(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-1	原子炉冷却材バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
	炉心形状の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	

変更前

変更後

(なし)

第1.2.3表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

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

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前

変更後

(なし)

第 1.2.3 表(3) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

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

(なし)

第 1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

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

*: 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更前

(なし)

変更後

第 1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

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

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

(なし)

第 1.3.1 表(1) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*4)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)	波及的影響を考慮すべき設備(*6)
S	(1) 原子炉内燃料バケタングリを構成する機器・配管系 (注) 原子炉の緊急停止のために急遽に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	① 原子炉容器 ② 1次冷却系、1次冷却系圧力及び1次トリウム蒸気・ドレン系 1) 原子炉容器バウンダリに属する蒸気・配管・ポンプ・弁 (ただし、射抜等の小口径のものを除く。)	① 原子炉内燃料使用済燃料貯蔵設備 ② 貯蔵ワック 物のうち、パレル構造体	① 機器・配管等の支持構造物	① 原子炉容器 ② 原子炉内燃料貯蔵設備	① 燃料貯蔵設備内筒四式天吊クレーン ② 燃料出入機 ③ 四脚クレーン ④ 1次冷却系圧力及びドレン系の一部 ⑤ 1次トリウム蒸気・ドレン系の一部 ⑥ 1次トリウム蒸気系の一部 ⑦ 蒸気ガス下排水の一部 ⑧ カバーガス吐出材料貯蔵機 燃料貯蔵機の一部 ⑨ 原子炉貯蔵設備使用済燃料貯蔵設備キースタック ⑩ 原子炉貯蔵設備使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 ⑪ 燃料貯蔵設備内筒四式天吊クレーン ⑫ 燃料出入機 ⑬ 四脚クレーン
	(注) 原子炉の緊急停止のために急遽に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	① 射抜機 ② 射抜機駆動系 1) 射抜機 2) 上段案内管 3) 下段案内管 ③ 射抜機停止制動機 ④ 射抜機機座 1) 射抜機 2) 上段案内管 3) 下段案内管	① 電気計装設備 (原子炉設備系 (A) に属するもの) A) 原子炉支持構造物 1) 原子炉容器 2) 燃料貯蔵設備 ② 原子炉パレル構造体 ③ 原子炉機座 ④ 原子炉機座基 1) 原子炉機座基 2) 燃料貯蔵機座基 3) 内筒四脚機座 (A) 4) 外筒四脚機座 (A) 5) 燃料貯蔵機座基 6) 射抜機機座 7) 射抜機機座 8) 射抜機機座	① 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	① 原子炉容器 ② 原子炉内燃料貯蔵設備	① 燃料貯蔵設備内筒四式天吊クレーン ② 燃料出入機 ③ 四脚クレーン

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

(なし)

第 1.3.1 表(3) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)	間接的効果を考慮すべき設備(*5)	検討用 *S1	検討用 *S2
S	(4) 原子炉内圧力バウンダリ設備 原子炉内圧力バウンダリ設備の他に、原子炉内圧力バウンダリ設備の設計に必要となるが、原子炉内圧力バウンダリ設備の設計に必要としない設備も併記する。また、原子炉内圧力バウンダリ設備の設計に必要としない設備も併記する。また、原子炉内圧力バウンダリ設備の設計に必要としない設備も併記する。	① 燃料容器 ② 燃料容器バウンダリに属する配管・弁	① 電気計装設備 (原子炉計装系 (アイソレーション) に属するもの)	① 構造・配管、電気計装設備等の支持構造物	① 原子炉建屋 ② 原子炉内圧力バウンダリ設備	① 主構造 ② 燃料交換機 ③ 1次トリウム酸化系の一部 ④ 1次トリウム酸化系の一部 ⑤ 1次アルゴンガス系の一部 ⑥ 2次トリウム酸化系の一部 ⑦ 2次トリウム酸化系の一部 ⑧ 3次トリウム酸化系の一部 ⑨ 燃料容器冷却設備の一部 ⑩ 安全容器の呼吸系の一部 ⑪ アルゴンガス供給設備の一部 ⑫ 窒素ガス供給設備の一部 ⑬ 燃料容器内圧力調整装置	S1	S1
	(5) 放射線遮蔽 放射線遮蔽の設計に必要となるが、放射線遮蔽の設計に必要としない設備も併記する。また、放射線遮蔽の設計に必要としない設備も併記する。また、放射線遮蔽の設計に必要としない設備も併記する。	① 放射線遮蔽設備 ② 燃料出入機 ③ 燃料出入機用ネオスタタカカーのうち、ネオスタタ ④ ナトリウム冷却設備のうち、燃料冷却機 ⑤ 燃料容器冷却設備のうち、四角形冷却機		① 構造・配管、電気計装設備等の支持構造物	① 原子炉建屋 ② 原子炉内圧力バウンダリ設備	① 燃料出入機 ② 燃料容器内圧力調整装置 ③ 燃料出入機用ネオスタタカカー (ネオスタタを除く。)	S1	S1
	(6) その他	① 中央制御室 ② 非常用アイセル電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ③ 交流電源用電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ④ 直流電源用電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ⑤ 補助的設備 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ⑥ 空調換気設備 (上記 (1) ~ (4) に属するもの)	① 中央制御室 ② 非常用アイセル電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ③ 交流電源用電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ④ 直流電源用電源系 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ⑤ 補助的設備 (上記 (1) ~ (4) に属するもの) ⑥ 空調換気設備 (上記 (1) ~ (4) に属するもの)	① 構造・配管、電気計装設備等の支持構造物	① 原子炉建屋 ② 原子炉内圧力バウンダリ設備 ③ 主構造設備	① 原子炉建屋 ② 燃料出入機 ③ 燃料容器内圧力調整装置 ④ 燃料出入機用ネオスタタカカー (ネオスタタを除く。)	S1	S1

(*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
 (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
 (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
 (*4) 間接的支援構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
 (*5) 間接的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の耐震クラスに属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (*6) S₁ : 基準地震動 S₁ により定まる地震力。
 S₂ : 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。
 S₃ : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。

(なし)

第 1.3.1 表(4) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(※1)	補助設備(※2)	直接支持構造物(※3)	間接支持構造物(※4)	振及的影響を考慮すべき設備(※5)	検討用(※6)
B	(1) 1次母材を内蔵しているか、又は内蔵している施設で、Sクラス以外の施設 (2) 2次母材を内蔵しているか、又は内蔵している施設で、Sクラス以外の施設	① 1次トリウム燃料系のうち、1次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（ただし、射撃等の小口径のものを除く。） ② 1次ユーロウラン系のうち、1次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（ただし、射撃等の小口径のものを除く。） ③ 1次トリウム燃料系のうち、1次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び射撃等の小口径のものを除く。） ④ 2次トリウム燃料系のうち、2次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び射撃等の小口径のものを除く。） ⑤ 2次補助冷却系のうち、2次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び射撃等の小口径のものを除く。） ⑥ 2次トリウム燃料系のうち、2次母材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容積・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び射撃等の小口径のものを除く。）	通用範囲	1) 構造・配管、電気計装設備等の支保構造物 2) 構造・配管、電気計装設備等の支保構造物	通用範囲 1) 原子炉建屋 2) 原子炉附属建屋	検討用(※6) S S	検討用(※6) S S
	(3) 原子炉カバー・ボイス等のペナントリを構成する構造・配管系 (4) 放射線遮蔽を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか、又は貯蔵容量が年間の許容放射線量に比ば十分小さいものは除く。）	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバー・ボイス等のペナントリを構成する構造・配管・弁（ただし、射撃等の小口径のものを除く。） ② 照射シールドの構造・配管等の小口径のものを除く。 ③ 放射線遮蔽施設 ④ 放射線遮蔽施設設備 ⑤ 放射線遮蔽施設設備	通用範囲	1) 構造・配管、電気計装設備等の支保構造物 2) 構造・配管、電気計装設備等の支保構造物	1) 原子炉建屋 2) 原子炉附属建屋 3) 第一冷却炉建屋 4) 第二冷却炉建屋 5) メンテナンス建屋	S S	S S S S S

(※1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
 (※2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を担う設備をいう。
 (※3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
 (※4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
 (※5) 振及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスによって耐震クラスに属するものに振及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (※6) S₁：基準地震動S₁により定まる地震力。
 S₂：耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
 S₃：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

(なし)

第 1.3.1 表(6) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (*1)	補助設備 (*2)	直接支持構造物 (*3)	間接支持構造物 (*4)	波及的影響を考慮すべき設備 (*5)	補助用 設備数
C	Sクラス及びBクラス以外の施設	① 防犯監視施設 ② 防犯照明施設 ③ 出入口監視 ④ 電気的設備 (Sクラス及びBクラスに属するものを除く) ⑤ 機械的設備 (Sクラス及びBクラスに属するものを除く) ⑥ 空調設備 (Sクラス及びBクラスに属するものを除く) ⑦ 消防設備 ⑧ その他	① 補給設備 ② 通風設備	① 機体・配管、電気計測設備等の支持構造物	① 通風設備 ② 電子印字機 ③ 電子の附属機 ④ 第一層用多層板付機 ⑤ 第二層用多層板付機 ⑥ 印刷機 ⑦ メンテナンス機	① 通風設備 ② 電子印字機 ③ 電子の附属機 ④ 第一層用多層板付機 ⑤ 第二層用多層板付機 ⑥ 印刷機 ⑦ メンテナンス機	① 通風設備 ② 電子印字機 ③ 電子の附属機 ④ 第一層用多層板付機 ⑤ 第二層用多層板付機 ⑥ 印刷機 ⑦ メンテナンス機

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

変更前

第3.1.1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	85体	
内側燃料集合体	25体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	21体	
A型照射燃料集合体	7体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	7体	D型照射燃料集合体との合計 ^{*1}
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	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	7体	
D型照射燃料集合体	7体	B型照射燃料集合体との合計 ^{*2}
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、I～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。

*1 照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、D型照射燃料集合体と照射用実験装置との合計。

*2 照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、B型照射燃料集合体と照射用実験装置との合計。

第11.2.1表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数
炉心燃料集合体	内側 19 外側 58
照射燃料集合体	5
制御棒	6
反射体	127
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

第11.3.1表 核設計用主要計算コード

コード名	内容	用途
ODD ⁽¹⁶⁾	1次元拡散計算	実効断面積作成、 断面積縮約
HANYO ⁽¹⁶⁾	RZ, XY拡散及び燃焼計算	一般核特性
2DBURN ⁽¹⁶⁾	同上	同上
CITATION ⁽¹⁾	2次元, 3次元拡散及び燃焼計算	同上
TRIANGLE ⁽¹⁶⁾	2次元3角格子拡散及び燃焼計算	出力分布
HANYO-PERT ⁽¹⁶⁾	2次元摂動計算	反応度係数
DTF-IV ⁽²⁾	1次元輸送計算	輸送補正
TWOTRAN-II ⁽³⁾	2次元輸送計算	同上
ODDBURN ⁽¹⁶⁾	1次元拡散及び燃焼計算	一般核特性
GAMMA	1次元γ線輸送計算	γ線分布

変更後

第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	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3.3.1表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数 (体)
炉心燃料集合体	内側 17 外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

第3.4.1表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP ⁽⁵⁾	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM ⁽⁶⁾	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT ⁽⁷⁾	インターフェース	断面積縮約
CITATION ⁽⁸⁾	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY ⁽⁹⁾	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC ⁽¹⁰⁾	輸送計算	輸送補正

変更前

第 11.3.2 表 炉心の過剰反応度の内訳

(単位: $\Delta k/k$)

炉 心		標準平衡炉心
反応度バランス		
定格出力時の最大の過剰反応度		0.028
内訳	燃 焼 補 償 用	0.019
	運 転 余 裕 用	0.009
温度補償用及び出力補償用		0.0167
内訳	100 ~ 250 °C	0.0058
	250 ~ 350 °C	0.0039
	350 °C ~ 定 格	0.0070
最大過剰反応度 100 °C		0.045 以下

第 11.3.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位: $T \frac{dk}{dT}$)

	ドップラ係数
通常運転時	-1.7×10^{-3}
1次冷却材全喪失時	-9.5×10^{-4}

第 11.3.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位: $\Delta k/k/^\circ C$)

	温 度 係 数
燃 料 温 度 係 数	-3.8×10^{-6}
構 造 材 温 度 係 数	-1.2×10^{-6}
冷 却 材 温 度 係 数	-9.2×10^{-6}
炉 心 支 持 板 温 度 係 数	-13.1×10^{-6}

変更後

第 3.4.2 表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位: $\Delta k/k$)

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100°C~250°C	0.0057	-
	250°C~350°C	0.0039	-
	350°C~定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位: Tdk/dT)

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

第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位: $\Delta k/k/^\circ C$)

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

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2 / 3)

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

第 11.4.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (続 き)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{r11a} = \left[\frac{K_N}{D} \right] Nu$ h _{r11a} : 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm ² s°C) D : 水力等価直径 (cm) K _N : 冷却材熱伝導度 (cal/cm s°C) Nu : ヌセルト数 Nu = 7.0 + 0.025 Pe : ペクレ数	Dwyerの式 ⁽¹³⁾ Lyonの式 ⁽¹⁴⁾
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4} T_N + 1.106 \times 10^{-7} T_N^2$ C _p : 冷却材比熱 (cal/g°C) T _N : 冷却材温度 (°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.949 - 2.23 \times 10^{-4} T_N - 1.75 \times 10^{-6} T_N^2$ γ : 冷却材密度 (g/cm ³) T _N : 冷却材温度 (°C) (100°C~1,400°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.4925 \log T_N$ μ : 冷却材粘性係数 (g/cm s) T _N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4} T_N + 3.6192 \times 10^{-6} T_N^2$ K _N : 冷却材熱伝導度 (W/cm°C) T _N : 冷却材温度 (°F)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ H : 冷却材エンタルピー (Ws/g) T _N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3 / 3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{r11a} = \left[\frac{K_N}{D} \right] Nu$ h _{r11a} : 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm ² s/°C) D : 水力等価直径 (cm) K _N : 冷却材熱伝導度 (cal/cm s/°C) Nu : ヌセルト数 Nu = 7.0 + 0.025 Pe ^{0.8} Pe : ペクレ数	Dwyerの式 ⁽⁷⁾ Lyonの式 ⁽⁸⁾
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4} T_N + 1.106 \times 10^{-7} T_N^2$ C _p : 冷却材比熱 (cal/g°C) T _N : 冷却材温度 (°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4} T_N - 1.461 \times 10^{-6} T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12} T_N^3$ γ : 冷却材密度 (g/cm ³) T _N : 冷却材温度 (°C) (100°C~1,400°C)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.4925 \log T_N$ μ : 冷却材粘性係数 (g/cm/s) T _N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4} T_N + 3.6192 \times 10^{-6} T_N^2$ K _N : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) T _N : 冷却材温度 (°F)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ H : 冷却材エンタルピー (W・s/g) T _N : 冷却材温度 (K)	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

変更前

第 11.4.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	燃料集合体最大 出力 (MW)
1	3	8.48	2.25
2	12	8.35	2.18
3 (内側)	4	7.83	2.02
(外側)	8	7.83	2.13
4	24	7.72	1.99
5	26	6.79	1.74
合計	77	581.6	—

第 11.4.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	140MW	
1次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口1次冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口1次冷却材温度	約 500℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm ² g ^{*1}	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 420W/cm	約 450W/cm
照射燃料集合体 I型特殊燃料要素	約 450W/cm	約 490W/cm
II型特殊燃料要素	約 530W/cm	約 570W/cm
III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
I型限界照射試験用要素	約 450W/cm	約 490W/cm
II型限界照射試験用要素	約 530W/cm	約 570W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
炭化物試験用要素	約 800W/cm	約 870W/cm
窒化物試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
高線出力試験用要素	約 710W/cm	約 770W/cm
FFDL試験用要素	約 450W/cm	約 490W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 420W/cm	約 450W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

*1 : 水頭圧を除く。

変更後

第 3.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

第 3.5.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口冷却材温度	約 456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm ² [gage] (約 0.39MPa[gage]) ^{*1}	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

*1 : 水頭圧を除く。

変更前

変更後

第 11.4.4 表 熱特性解析結果 (1 / 3)

第 3.5.4 表 熱特性解析結果 (1 / 3)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心) 定格出力時	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,520℃	約2,650℃ (2647℃*1)	675℃以下	約660℃
炉心燃料要素 (外側)	約2,520℃	約2,650℃ (2647℃*1)	675℃以下	約660℃
核特性測定用要素	—	—	—	—

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心) 定格出力時	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃
炉心燃料要素 (外側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃

第 11.4.4 表 熱特性解析結果 (2 / 3)

第 3.5.4 表 熱特性解析結果 (2 / 3)

	燃料最高温度			ペレット最大溶融割合*2	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の 被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	約2,540℃	約2,680℃	—	—	—
II型特殊燃料要素	約2,540℃	約2,680℃	—	—	—
III型特殊燃料要素	約2,540℃	約2,680℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	約2,540℃	約2,680℃	—	—	—
I型限界照射試験用要素	約2,540℃	約2,680℃	約2,570℃	—	—
II型限界照射試験用要素	約2,540℃	約2,680℃	約2,570℃	—	—
III型限界照射試験用要素	約2,540℃	約2,680℃	約2,570℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約2,540℃	約2,680℃	約2,570℃	—	—
炭化物試験用要素	約1,930℃	約2,140℃	—	—	—
窒化物試験用要素	約2,140℃	約2,390℃	—	—	—
高線出力試験用要素	—	—	—	約20%	約30%
F D L 試験用要素	約2,540℃	約2,680℃	—	—	—
先行試験用要素	溶融温度以下*3	溶融温度以下*3	—	約20%*4	約30%*4
基礎試験用要素	溶融温度以下	溶融温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約2,520℃	約2,650℃ (2647℃*1)	—	—	—
限界照射試験用補助要素	約2,540℃	約2,680℃	約2,660℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) *5				
	定格出力時				
	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	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
II型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
III型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
IV型特殊燃料要素	約610℃	約610℃	約610℃	約610℃	—
I型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
II型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
III型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
IV型限界照射試験用要素	約660℃	約610℃	—	約610℃	—
炭化物試験用要素	—	約700℃	—	約700℃	—
窒化物試験用要素	—	約700℃	—	約700℃	—
高線出力試験用要素	—	約650℃	—	—	—
F D L 試験用要素	—	約700℃	—	—	—
先行試験用要素	—	約750℃	—	—	—
基礎試験用要素	—	約750℃	—	—	—
A型用炉心燃料要素	675℃以下	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約700℃	—	約700℃	—
内壁構造容器	—	約675℃	—	—	—
密封構造容器	—	約675℃	—	—	—
照射用実験装置					
照射試料キャプセル	—	—	—	—	約750℃
外側容器	—	—	—	—	約675℃

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

変更前

第 11.4.4 表 熱特性解析結果 (3 / 3)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体					
I型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃		
II型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃		
III型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃		
IV型限界照射試験用要素	約700℃	約650℃	約650℃		
限界照射試験用補助要素	—	約810℃	約810℃		
	冷却材最高温度				
	定格出力時				
	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	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃	—
II型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃	—
III型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃	—
IV型特殊燃料要素	約590℃	約590℃	約590℃	約590℃	—
I型限界照射試験用要素	約720℃	約680℃	—	約680℃	—
II型限界照射試験用要素	約720℃	約680℃	—	約680℃	—
III型限界照射試験用要素	約720℃	約680℃	—	約680℃	—
IV型限界照射試験用要素	約640℃	約600℃	—	約600℃	—

- * 1 : 計算値。
- * 2 : 先行試験用要素にあつては、燃料の最大溶融割合。
- * 3 : 酸化燃料を除く。
- * 4 : 酸化燃料の場合。
- * 5 : 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。
照射試料キャプセルにあつては、照射試料キャプセルの最高温度。
外側容器にあつては、外側容器の最高温度。
- * 6 : 内壁構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 7 : 密封構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 8 : 外側容器を冷却する冷却材の値。

第 3.2.3 表 燃料集合体の使用条件 (1 / 4)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心) 定格出力時	最高燃焼度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	2,530℃	2,650℃	675℃	90,000MW d / t
炉心燃料要素 (外側)	2,530℃	2,650℃	675℃	90,000MW d / t
核特性測定用要素	—	—	—	—
	燃料集合体の挿入量		炉心挿入位置	
炉心燃料集合体				
内側燃料集合体	最大25体		内側燃料領域	
外側燃料集合体	最大60体		外側燃料領域	

変更後

第 3.5.4 表 熱特性解析結果 (3 / 3)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約820℃	約760℃	約760℃		
IV型特殊燃料要素	約700℃	約650℃	約650℃		
限界照射試験用補助要素	—	約810℃	約810℃		
	冷却材最高温度				
	定格出力時				
	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	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃	—
IV型特殊燃料要素	約600℃	約600℃	約600℃	約600℃	—
III型限界照射試験用要素	約740℃	約690℃	—	約690℃	—
IV型限界照射試験用要素	約650℃	約600℃	—	約600℃	—
先行試験用要素	—	約670℃ * 4	—	—	—
基礎試験用要素	—	約670℃ * 5	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約600℃	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約690℃	—	約690℃	—
照射用実験装置	—	—	—	—	約670℃ * 6

- * 1 : 酸化燃料を除く。
- * 2 : 酸化燃料の場合。
- * 3 : 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。
照射試料キャプセルにあつては、照射試料キャプセルの最高温度。
外側容器にあつては、外側容器の最高温度。
- * 4 : 内壁構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 5 : 密封構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 6 : 外側容器を冷却する冷却材の値。

第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件 (1 / 4)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心) 定格出力時	最高燃焼度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	2,350℃	2,650℃	620℃	90,000MW d / t
炉心燃料要素 (外側)	2,350℃	2,650℃	620℃	90,000MW d / t
	燃料集合体の挿入量		炉心挿入位置	
炉心燃料集合体				
内側燃料集合体	最大19体		内側燃料領域	
外側燃料集合体	最大60体		外側燃料領域	

変更前

第3.2.3表 燃料集合体の使用条件 (2/4)

	燃料最高温度			ペレット最大溶融割合 ^{*1}	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
II型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
III型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
I型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
II型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
III型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
炭化物試験用要素	1,930℃	2,140℃	—	—	—
窒化物試験用要素	2,140℃	2,390℃	—	—	—
高線出力試験用要素	—	—	—	20%	30%
F D L試験用要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
先行試験用要素	溶融温度以下 ^{*2}	溶融温度以下 ^{*2}	—	20% ^{*3}	30% ^{*3}
基礎試験用要素	溶融温度以下	溶融温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	2,530℃	2,650℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) ^{*4}				
	定格出力時				
	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	
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	700℃	700℃	700℃	700℃	
II型特殊燃料要素	700℃	700℃	700℃	700℃	
III型特殊燃料要素	700℃	700℃	700℃	700℃	
IV型特殊燃料要素	610℃	610℃	610℃	610℃	
I型限界照射試験用要素	750℃	700℃	—	700℃	
II型限界照射試験用要素	750℃	700℃	—	700℃	
III型限界照射試験用要素	750℃	700℃	—	700℃	
IV型限界照射試験用要素	660℃	610℃	—	610℃	
炭化物試験用要素	—	700℃	—	700℃	
窒化物試験用要素	—	700℃	—	700℃	
高線出力試験用要素	—	650℃	—	—	
F D L試験用要素	—	700℃	—	—	
先行試験用要素	—	750℃	—	—	
基礎試験用要素	—	750℃	—	—	
A型用炉心燃料要素	675℃	—	—	—	
限界照射試験用補助要素	—	700℃	—	700℃	
内壁構造容器	—	675℃	—	—	
密封構造容器	—	675℃	—	—	

第3.2.3表 燃料集合体の使用条件 (3/4)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				被覆管円周方向 最大引張塑性歪
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体					
I型限界照射試験用要素	890℃	890℃	890℃	—	—
II型限界照射試験用要素	890℃	890℃	890℃	—	—
III型限界照射試験用要素	890℃	890℃	890℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	810℃	810℃	810℃	—	—
高線出力試験用要素	—	—	—	—	3%
先行試験用要素	—	—	—	—	3%
限界照射試験用補助要素	—	890℃	890℃	—	—
	最高燃焼度				
	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	
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
II型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
III型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
IV型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
I型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	
II型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	
III型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	
IV型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	
炭化物試験用要素	—	50,000MWd/t	—	50,000MWd/t	
窒化物試験用要素	—	75,000MWd/t	—	75,000MWd/t	
高線出力試験用要素	—	1,000MWd/t	—	—	
F D L試験用要素	—	1,000MWd/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	—	130,000MWd/t	

変更後

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)

	燃料最高温度			燃料最大溶融割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
III型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
先行試験用要素	溶融温度以下 ^{*1}	溶融温度以下 ^{*1}	—	20% ^{*2}	30% ^{*2}
基礎試験用要素	溶融温度以下	溶融温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	2,350℃	2,650℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) ^{*3}				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 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	
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	700℃	700℃	700℃	700℃	
IV型特殊燃料要素	610℃	610℃	610℃	610℃	
III型限界照射試験用要素	750℃	700℃	—	700℃	
IV型限界照射試験用要素	660℃	610℃	—	610℃	
先行試験用要素	—	750℃	—	—	
基礎試験用要素	—	750℃	—	—	
A型用炉心燃料要素	620℃	—	—	—	
限界照射試験用補助要素	—	700℃	—	700℃	
内壁構造容器	—	675℃	—	—	
密封構造容器	—	675℃	—	—	

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				被覆管円周方向 最大引張塑性歪
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体					
III型限界照射試験用要素	890℃	890℃	890℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	810℃	810℃	810℃	—	—
先行試験用要素	—	—	—	—	3%
限界照射試験用補助要素	—	890℃	890℃	—	—
	最高燃焼度				
	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	
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
IV型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	
III型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t	
IV型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	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	—	130,000MWd/t	

変更前

第3.2.3表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

	燃料集合体の挿入量	炉心挿入位置	目標出力	目標出力保持時間	
			高線出力試験用要素 装填時	高線出力試験用要素 装填時	
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	第3.1.1表のとおり	炉心燃料領域 (外側燃料領域*5) 炉心燃料領域 (第0列*6) (第0列または 第1列*7) 炉心燃料領域 炉心燃料領域	—	—	
約70~140MW			約10分間		
—			—		
—			—		
—			—		
	年間照射試験回数				
	限界照射試験用要素 装填時	高線出力試験用要素 装填時	F F D L 試験用要素 装填時	先行試験用要素 装填時	基礎試験用要素 装填時
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	最大4回*8 最大1回*8*9 — 最大1回*8*9	— 最大2回 — —	— 最大1回 — —	— 最大14回*8 — —	— — — 最大14回*8

- *1 : 先行試験用要素にあっては、燃料の最大溶解割合。
- *2 : 酸化燃料を除く。
- *3 : 酸化燃料の場合。
- *4 : 内壁構造容器及び密封構造容器にあっては、内壁構造容器又は密封構造容器の最高温度。
- *5 : A型用炉心燃料要素(外側)装填時。
- *6 : 高線出力試験用要素装填時。
- *7 : F F D L 試験用要素装填時。
- *8 : 高線出力試験またはF F D L 試験と同時に進行しない。
- *9 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

	燃料材				
	燃料ペレット部				
	種類	プルトニウム混合比*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
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	30wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上
核特性測定用要素	—	—	—	—	—
	燃料材				熱遮へいペレット部 種類
	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット(中実)直径	燃料ペレット長さ	燃料ペレット部	
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	同上	
核特性測定用要素	—	—	—	—	—
	被覆管		その他の部品の材料		
	材料	外径	肉厚	端栓	スパイラルワイヤ
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	約5.5mm	約0.35mm	SUS316 ステンレス鋼、 SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	同上	同上
核特性測定用要素	ステンレス鋼	同上	同上	ステンレス鋼	ステンレス鋼
	その他の部品の材料				
	上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ	ダミーペレット	
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	SUS316ステンレス鋼 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS304 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	—	—
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	—	
核特性測定用要素	ステンレス鋼	ステンレス鋼	—	ステンレス鋼	—
	燃料ペレット- 被覆管間隙(半径)		燃料要素有効長さ (燃料ペレット部)		
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	約0.1mm		約58cm	約50cm	約154cm
炉心燃料要素(外側)	同上		同上	同上	同上
核特性測定用要素	—		—	—	—

変更後

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

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

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

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

	燃料材				
	燃料ペレット部				
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
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%
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上
核特性測定用要素	—	—	—	—	—
	燃料材				熱遮へいペレット部 種類
	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット(中実)直径	燃料ペレット長さ	燃料ペレット部	
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	同上	
核特性測定用要素	—	—	—	—	—
	被覆管		その他の部品の材料		
	材料	外径	肉厚	端栓	スパイラルワイヤ
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	SUS316相当 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	約5.5mm	約0.35mm	SUS316 ステンレス鋼、 SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	同上	同上
核特性測定用要素	ステンレス鋼	同上	同上	ステンレス鋼	ステンレス鋼
	その他の部品の材料				
	ワイヤスペーサ	上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ	
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	SUS316相当 ステンレス鋼又は 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316ステンレス鋼 又は高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS304 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
炉心燃料要素(外側)	同上	同上	同上	同上	同上
核特性測定用要素	—	—	—	—	—
	燃料ペレット- 被覆管間隙(半径)		燃料要素有効長さ (燃料ペレット部)		
炉心燃料集合体 炉心燃料要素(内側)	約0.1mm		約58cm	約50cm	約154cm
炉心燃料要素(外側)	同上		同上	同上	同上
核特性測定用要素	—		—	—	—

変更前

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

	燃料材				
	種類	プルトニウム混合比*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
照射燃料集合体					
I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	30wt%以下	—	原子炉級	48wt%以下
II型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	41wt%以下
III型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	26wt%以下
IV型特殊燃料要素	同上	同上	—	同上	24wt%以下
I型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	48wt%以下
II型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	41wt%以下
III型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	26wt%以下
IV型限界照射試験用要素	同上	同上	—	同上	24wt%以下
炭化物試験用要素	プルトニウム・ウラン混合炭化物焼結ペレット	25wt%以下	—	同上	26wt%以下
窒化物試験用要素	プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット	30wt%以下	—	同上	29wt%以下
高線出力試験用要素	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	同上	—	同上	26wt%以下
FFDL試験用要素 (スリット付)	同上	同上	—	同上	約18wt%
FFDL試験用要素 (スリットなし)	同上	同上	—	同上	約18wt%
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	—
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30wt%以下、25wt%以下、30wt%以下、20wt%以下	—	同上	—
A型用炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット	30wt%以下	約16wt%	同上	約18wt%
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	約18wt%
限界照射試験用補助要素	同上	同上	—	同上	26wt%以下

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

	燃料材				熱遮へい部
	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット (中実) 直径	燃料ペレット (中空) 外径/内径	燃料ペレット長さ	
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	94%理論密度以下	約4.6mm	—	15mm以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
II型特殊燃料要素	87%理論密度以下	約5.4mm	約5.4mm/約2mm	同上	同上
III型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5.3~7.5mm	5.3~7.5mm/約2mm	同上	同上
IV型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5.18~6.18mm	5.18~6.18mm/約2mm	同上	同上
I型限界照射試験用要素	94%理論密度以下	約4.6mm	—	同上	同上
II型限界照射試験用要素	87%理論密度以下	約5.4mm	—	同上	同上
III型限界照射試験用要素	95%理論密度以下	5.3~7.5mm	—	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	95%理論密度以下	5.18~6.18mm	—	同上	同上
炭化物試験用要素	約95%理論密度	約7.4mm	—	同上	ウラン炭化物*4 焼結ペレット
窒化物試験用要素	95%理論密度以下	5.3~7.5mm	—	同上	ウラン窒化物*4 焼結ペレット
高線出力試験用要素	87~95%理論密度	約6.5mm	—	同上	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
FFDL試験用要素 (スリット付)	約94%理論密度	約4.6mm	—	同上	同上
FFDL試験用要素 (スリットなし)	約94%理論密度	約4.6mm	—	同上	同上
先行試験用要素	95%理論密度以下	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	ウランの酸化物、*4*6 炭化物、窒化物または金属
基礎試験用要素	95%理論密度以下	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラグ
A型用炉心燃料要素 (内側)	約94%理論密度	約4.6mm	—	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット
A型用炉心燃料要素 (外側)	約94%理論密度	約4.6mm	—	約9mm	同上
限界照射試験用補助要素	95%理論密度以下	5.3~6.6mm	—	15mm以下	同上

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

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

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

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

変更前

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

	被覆管			その他の部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	ワイヤスベーサ
照射燃料集合体					
I型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	5.4~5.5mm	0.3~0.5mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
II型特殊燃料要素	同上	6.4~6.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上
III型特殊燃料要素	同上	6.4~6.5mm	0.4~0.7mm	同上	同上
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
I型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	5.4~5.5mm	0.3~0.5mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
II型限界照射試験用要素	同上	6.4~6.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上
III型限界照射試験用要素	同上	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
炭化物試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	約6.5mm	約0.45mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
酸化試験用要素	同上	7.5~8.5mm	0.45~0.50mm	同上	同上
高熱出力試験用要素	高速Iオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	約7.5mm	約0.4mm	高速Iオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	同上
FFDL試験用要素 (スリット付)	SUS316相 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	SUS316 ステンレス鋼または SUS316相 ステンレス鋼	同上
FFDL試験用要素 (スリットなし)	同上	同上	同上	同上	同上
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	ステンレス鋼
基礎試験用要素	ステンレス鋼	同上	同上	ステンレス鋼	同上
A型炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (5/6)

	その他の部品の材料			
	上部反射体ベレット及び 下部反射体ベレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ	シールド材
照射燃料集合体				
I型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	ステンレス鋼	-
II型特殊燃料要素	同上	同上	同上	-
III型特殊燃料要素	同上	同上	同上	-
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上	-
I型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上	同上	-
II型限界照射試験用要素	同上	同上	同上	-
III型限界照射試験用要素	同上	同上	同上	-
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上	-
炭化物試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼	同上	-
酸化試験用要素	同上	同上	同上	-
高熱出力試験用要素	同上	同上	同上	-
FFDL試験用要素 (スリット付)	SUS316 ステンレス鋼	同上	同上	Pb-Ag合金
FFDL試験用要素 (スリットなし)	同上	同上	同上	-
先行試験用要素	ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上	-
基礎試験用要素	同上	同上	同上	-
A型炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼	同上	-
A型炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	-
限界照射試験用補助要素	同上	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上	-

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

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

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)

	その他の部品の材料		
	上部反射体ベレット及び 下部反射体ベレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ
照射燃料集合体			
III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上
先行試験用要素	ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上
基礎試験用要素	同上	同上	同上
A型炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼	同上
A型炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上

変更前

第3.2.1表 燃料要素の主要仕様 (6/6)

	燃料ペレット 被覆管間隙 (半径)	ガスプレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
照射燃料集合体				
I型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下 ^{*2})	200cm以下
II型特殊燃料要素	同上	同上	同上	同上
III型特殊燃料要素	同上	同上	同上	同上
IV型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
I型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
II型限界照射試験用要素	同上	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	同上	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
炭化物試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
窒化物試験用要素	約0.1mm~約0.2mm	同上	同上	同上
高熱出力試験用要素	0.05~0.15mm	50~90cm	同上	150~180cm
FFDL試験用要素 (スリット付)	約0.1mm	55cm以下	同上	約154cm
FFDL試験用要素 (スリットなし)	同上	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

- * 1 : 酸化物燃料は $PuO_2/(PuO_2+UO_2)$ 、炭化物燃料は $PuC/(PuC+UC)$ 、窒化物燃料は $PuN/(PuN+UN)$ 。
- * 2 : $(^{239}Pu+^{241}Pu)/(Pu+U)$ 。
- * 3 : 劣化ウラン。
- * 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。
- * 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合。
- * 6 : 燃料材の他、マイナーアクチ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。

変更後

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)

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

- * 1 : $Pu/(Pu+^{241}Am+U)$ 。
- * 2 : $(^{239}Pu+^{241}Pu)/(Pu+^{241}Am+U)$ 。
- * 3 : 劣化ウラン。
- * 4 : 天然ウラン又は劣化ウラン。
- * 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合。
- * 6 : 燃料材の他、マイナーアクチ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。

変更前

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (1/6)

	炉心燃料集合体	
	内側燃料集合体	外側燃料集合体
ラップ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	127本	127本
炉心燃料要素 (内側)	最大127本	—
炉心燃料要素 (外側)	—	最大127本
核特性測定用要素	最大3本	最大3本
燃料要素ピッチ	約6.47mm	約6.47mm
燃料要素配列	正三角格子配列	正三角格子配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	ワイヤスペーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料 ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	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			
ラップ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm ^{*9}	約78.5mm
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
燃料部六角管 材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	—	ステンレス鋼	—
タイロッド 個数	—	—	1本	—	1本
タイロッド 材料	—	—	SUS316相当 ステンレス鋼	—	SUS316相当 ステンレス鋼
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, *2}	—	最大6本 ^{*1}
δ型コンパートメント	—	—	—	—	最大18本 ^{*1}

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (1/6)

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

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	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			
ラップ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm ^{*5}	約78.5mm
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
燃料部六角管 材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	(該当なし)	ステンレス鋼	(該当なし)
タイロッド 個数	(該当なし)	(該当なし)	1本	(該当なし)	1本
タイロッド 材料	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼
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}

変更前

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	C型照射燃料集合体*1	D型照射燃料集合体
	バンドル型	コンパートメント型			
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大91本	最大30本
I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
II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
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
I型限界照射試験用要素	—	最大1本	—	—	最大6本
II型限界照射試験用要素	—	最大1本	—	—	最大6本
III型限界照射試験用要素	—	最大1本	—	—	最大6本
IV型限界照射試験用要素	—	最大1本	—	—	最大6本
炭化物試験用要素	—	—	最大18本	—	—
窒化物試験用要素	—	—	最大24本	—	最大24本
高線出力試験用要素	—	—	最大24本*3	—	—
F F D L試験用要素 (スリット付)	—	—	最大2本*3	—	—
F F D L試験用要素 (スリットなし)	—	—	最大1本*3	—	—
先行試験用要素	—	—	最大6本	—	—
基礎試験用要素	—	—	最大6本	—	—
A型用炉心燃料要素 (内側)	最大108本	最大108本	—	—	—
A型用炉心燃料要素 (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	—	—	—	—	—
I型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
II型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
I型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
II型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
炭化物試験用要素	—	—	9~11mm	—	9~11mm
窒化物試験用要素	—	—	8~11mm	—	8~11mm
高線出力試験用要素	—	—	8~11mm	—	—
F F D L試験用要素 (スリット付)	—	—	6~11mm	—	—
F F D L試験用要素 (スリットなし)	—	—	6~11mm	—	—
A型用炉心燃料要素 (内側)	約6.47mm	約6.47mm	—	—	—
A型用炉心燃料要素 (外側)	約6.47mm	約6.47mm	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	—	6~11mm	—	6~11mm
燃料要素配列	正三角格子配列等	正三角格子配列等*8	—	正三角格子配列等	—
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm	約297cm	約297cm*10	約297cm

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

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

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	C型照射燃料集合体*1	D型照射燃料集合体
	バンドル型	コンパートメント型			
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大91本	最大30本
III型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大91本	最大30本
IV型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大91本	最大30本
III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
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)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (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	—	—	—	—	—
III型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	6~11mm	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	6~11mm	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
A型用炉心燃料要素 (内側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (外側)	約6.47mm	約6.47mm	(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)	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
燃料要素配列	正三角格子配列等	正三角格子配列等*4	(該当なし)	正三角格子配列等	(該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm	約297cm	約297cm*6	約297cm

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

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

変更前

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

	照射燃料集合体					
	コンパートメント					
	γ型コンパートメント					
	先行試験用		基礎試験用			
ワイヤスベア型	グリッドスベア型	ワイヤスベア型	シュラウド管型	ワイヤスベア型	シュラウド管型	
外管 個数	1本	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
内管 個数	1本	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	—	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
ピンタイロッド 個数	1本または3本	1本または3本	—	—	—	—
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	—	—	—	—
シュラウド管 個数	—	—	1本	1本	1本	1本
材料	—	—	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
内壁構造容器または密封構造容器 個数	—	—	内壁構造容器1本*11	内壁構造容器1本*11	密封構造容器1本*11	密封構造容器1本*11
材料	—	—	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	—	—	13mm以下 2.8mm以上	13mm以下 2.8mm以上	13mm以下 2.8mm以上	13mm以下 2.8mm以上
肉厚	—	—	—	—	—	—
装填燃料要素個数	最大5本*4	最大5本*4	1本*4	1本*4	1本*4	1本*4
I型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	—	—	—	—
II型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	—	—	—	—
III型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	—	—	—	—
IV型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	—	—	—	—
I型限界照射試験用要素	最大1本*5	最大1本*5	—	—	—	—
II型限界照射試験用要素	最大1本*5	最大1本*5	—	—	—	—
III型限界照射試験用要素	最大1本*5	最大1本*5	—	—	—	—
IV型限界照射試験用要素	最大1本*5	最大1本*5	—	—	—	—
炭化物試験用要素	最大3本	最大3本	—	—	—	—
窒化物試験用要素	最大4本	最大4本	—	—	—	—
高線出力試験用要素	最大4本*7	最大4本*7	—	—	—	—
F F D L試験用要素 (スリット付)	最大1本*6, *7	最大1本*6, *7	—	—	—	—
F F D L試験用要素 (スリットなし)	最大1本*6, *7	最大1本*6, *7	—	—	—	—
先行試験用要素	—	—	最大1本	最大1本	—	—
基礎試験用要素	—	—	—	—	最大1本	最大1本
限界照射試験用補助要素	—	—	—	—	—	—
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスベア型	グリッドスベア型	ワイヤスベア型	シュラウド管型	ワイヤスベア型	シュラウド管型

第3.2.2表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

	照射燃料集合体	
	コンパートメント	
	δ型コンパートメント	
	ワイヤスベア型	シュラウド管型
外管 個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	約16.4mm	約16.4mm
肉厚	約0.4mm	約0.4mm
内管 個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	約12.8mm	約12.8mm
肉厚	約0.5mm	約0.5mm
シュラウド管 個数	1本	1本
材料	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	1本*4	1本*4
I型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
II型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
III型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
IV型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
炭化物試験用要素	最大1本	最大1本
窒化物試験用要素	最大1本	最大1本
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスベア型	シュラウド管型

- *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。
- *2 : F F D L試験用要素を装填する照射燃料集合体については、F F D L試験用要素 (スリット付) を装填したコンパートメント2本、F F D L試験用要素 (スリットなし) を装填したコンパートメント1本及び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3本を1体の照射燃料集合体に装填する。
- *3 : 同一の照射燃料集合体には、他の燃料要素を同時に装填しない。
- *4 : 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 (F F D L試験にあつては5本) を装填する。
- *5 : 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。
- *6 : F F D L試験用要素を装填するコンパートメントについては、F F D L試験用要素1本をステンレス鋼のダミー要素4本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- *7 : D型照射燃料集合体には装填しない。
- *8 : コンパートメント内を除く。
- *9 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- *10 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- *11 : 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。

変更後

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

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

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

	照射燃料集合体	
	コンパートメント	
	δ型コンパートメント	
	ワイヤスベア型	シュラウド管型
外管 個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	約16.4mm	約16.4mm
肉厚	約0.4mm	約0.4mm
内管 個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	約12.8mm	約12.8mm
肉厚	約0.5mm	約0.5mm
シュラウド管 個数	1本	1本
材料	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	1本*2	1本*2
III型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
IV型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスベア型	シュラウド管型

- *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 : コンパートメント内を除く。
- *5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- *6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- *7 : 燃料要素又はダミー要素を装填しないダミー容器がある。

変更前

第3.2.4表 先行試験用要素（燃料溶融なし、使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム混合比	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼 (A)
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ (燃料部)	500mm
ガスプレナム長さ	980mm
設計条件 (通常運転時)	
燃料要素最高燃焼度	200,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	1,838日
被覆管最高温度 (肉厚中心)	700℃

第3.2.5表 先行試験用要素（溶融なし、使用末期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度 (過出力時)	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約8.85MPa	—
クリープ寿命分数和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約138.5N / mm ²	160.8N / mm ²
過出力時	約144.0N / mm ²	147.0N / mm ²
累積疲労サイクル	約0.5	1

変更後

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

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼 (A)
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ (燃料部)	500mm
ガスプレナム長さ	980mm
設計条件 (通常運転時)	
燃料要素最高燃焼度	200,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	2,280日
被覆管最高温度 (肉厚中心)	700℃

第3.7.5表 先行試験用要素（溶融なし、使用末期）の設計結果

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

第3.2.6表 先行試験用要素（燃料溶融あり、使用初期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム混合比	30wt%以下
燃料ペレット直径	6.44mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	7.5mm
肉厚	0.45mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	865mm
設計条件（通常運転時）	
最大線出力密度	640W/cm
被覆管最高温度（肉厚中心）	650℃

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

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット直径	6.44mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	7.5mm
肉厚	0.45mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	865mm
設計条件（通常運転時）	
最大線出力密度	640W/cm
被覆管最高温度（肉厚中心）	650℃

第3.2.7表 先行試験用要素（溶融あり、使用初期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料溶融割合（過出力時）	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約7.8N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約8.0N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪（燃料と被覆管の相互作用）	約1%	3%

第3.7.7表 先行試験用要素（溶融あり、使用初期）の設計結果

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

変更前

第3.2.8表 基礎試験用要素（使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム混合比	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	SUS316相当ステンレス鋼
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	580mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	100,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	919日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700℃

第3.2.9表 基礎試験用要素（使用末期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約7.84MPa	—
クリープ寿命分数和	約1.8	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約115.6N / mm ²	139.2N / mm ²
過出力時	約119.5N / mm ²	119.6N / mm ²

変更後

第3.7.8表 基礎試験用要素（使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	SUS316相当ステンレス鋼
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	680mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	100,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	1,140日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700℃

第3.7.9表 基礎試験用要素（使用末期）の設計結果

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

変更前

第 3.3.1 表 反射体及び遮へい集合体の主要仕様

項目	集合体			
	内側反射体	外側反射体(A)	材料照射用反射体	遮へい集合体
外形状	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形
形式	ロッドクラスタラップ管内蔵型	正六角形積層板ラップ管内蔵型	ラップ管内蔵型	ロッドクラスタラップ管内蔵型
全長	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm
ラップ管				
材料	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
肉厚	約1.9mm	約1.9mm	—	約1.9mm
反射体要素				
材料	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	—	—
直径	約26mm (中心部) 約20mm (上下端部)	—	—	—
全長	約2,100mm	—	—	—
内径	—	約25mm	—	—
厚さ	—	約25mmまたは約100mm	—	—
反射体要素個数	7本	37個 (厚さ約25mm) 10個 (厚さ約100mm)	—	—
反射体要素配列ピッチ	約27mm	—	—	—
ステンレス鋼の充填割合	約70% (中心部) 約50% (上下端部)	約80%	—	—
遮へい要素				
遮へい材				
材料	—	—	—	炭化ほう素
ベレット直径	—	—	—	約20mm
有効長さ	—	—	—	約1,000mm
被覆管				
材料	—	—	—	オーステナイト系ステンレス鋼
肉厚	—	—	—	約2mm
使用寿命	—	—	—	約10at%
遮へい要素個数	—	—	—	7本
照射用試験片	—	—	高速炉用材料等	—

変更後

第 3.8.1 表 反射体及び遮へい集合体の主要仕様

項目	集合体			
	内側反射体	外側反射体(A)	材料照射用反射体	遮へい集合体
外形状	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形
形式	ロッドクラスタラップ管内蔵型	正六角形積層板ラップ管内蔵型	ラップ管内蔵型	ロッドクラスタラップ管内蔵型
全長	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm
ラップ管				
材料	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
肉厚	約1.9mm	約1.9mm	—	約1.9mm
反射体要素				
材料	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	—	—
直径	約26mm (中心部) 約20mm (上下端部)	—	—	—
全長	約2,100mm	—	—	—
内径	—	約25mm	—	—
厚さ	—	約25mmまたは約100mm	—	—
反射体要素個数	7本	37個 (厚さ約25mm) 10個 (厚さ約100mm)	—	—
反射体要素配列ピッチ	約27mm	—	—	—
ステンレス鋼の充填割合	約70% (中心部) 約50% (上下端部)	約80%	—	—
遮へい要素				
遮へい材				
材料	—	—	—	炭化ほう素
ベレット直径	—	—	—	約20mm
有効長さ	—	—	—	約1,000mm
被覆管				
材料	—	—	—	オーステナイト系ステンレス鋼
肉厚	—	—	—	約2mm
使用寿命	—	—	—	約10at%
遮へい要素個数	—	—	—	7本
照射用試験片	—	—	原子力材料等	—

第 6.7.1 表 原子炉保護系スクラム項目

No.	項目	設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束（出力領域）*1	高 105 %	○	
2	中性子束（中間領域）	高 フルスケール近く	○	
3	中性子束（起動領域）	高 フルスケール近く	○	
4	炉周期（中間領域）	+ 5 秒	○	
5	炉周期（起動領域）	+ 5 秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度*1*2	高 510 ℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度*2	高 365 ℃	○	
8	1 次冷却材流量	低 80 %	○	
9	2 次冷却材流量	低 80 %	○	
10	炉内ナトリウム液面	低 - 100 mm	○	
11	炉内ナトリウム液面	高 + 200 mm	○	
12	1 次冷却系主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2 次冷却系主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上放射能レベル	高 1 mSv/h	○	○

*1： 高線出力試験及び先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の105%とし、原子炉出口冷却材温度高の設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より10℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の設定値を目標温度より15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より10℃高い値とする。

19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

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

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

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

変更前

変更後

第 9.5.1 表 原子炉格納施設の各換気系及びカバーガスの圧力

	圧 力 (mmH ₂ Oゲージ)			
	アニュラス部	格納容器 空気雰囲気	格納容器 窒素雰囲気	1次ナトリウム カバーガス
原子炉運転時	-9	25	50	100
燃料交換時	-9	25	50	100
機器搬入ハッチ開放時	0~-9	0	50	100

(削除)

第 10.1.1 表 照射用実験装置の主要仕様

第 10.10.1 表 照射用実験装置の主要仕様

項目	照射用実験装置
外形状	正六角形
形式	ラップ管内蔵型
全長	約2,970mm
ラップ管	
材料	SUS316相当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
外側対辺間距離	約78.5mm
肉厚	約1.9mm
外側容器	
材料	SUS316相当ステンレス鋼
照射試料キャプセル	
材料	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)
照射物 (核燃料物質を装填する場合)	
材料	プルトニウムまたは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 (マイナーアクチニドや核分裂生成物等を混入させる場合がある)
照射物 (核燃料物質以外を装填する場合)	
材料	高速炉用材料、マイナーアクチニド、核分裂生成物等

項目	照射用実験装置
外形状	正六角形
形式	ラップ管内蔵型
全長	約2,970mm
ラップ管	
材料	SUS316相当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
外側対辺間距離	約78.5mm
肉厚	約1.9mm
外側容器	
材料	SUS316相当ステンレス鋼
照射試料キャプセル	
材料	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)
照射物 (核燃料物質を装填する場合)	
材料	プルトニウムまたは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 (マイナーアクチニドや核分裂生成物等を混入させる場合がある)
照射物 (核燃料物質以外を装填する場合)	
材料	原子力材料、マイナーアクチニド、核分裂生成物等

第 12.2.1 表 重要度による分類表

1. 建物、構築物

ク ラ ス 種 別	A s	格 納 容 器
	A	原子炉建物、主排気筒、主冷却機建物、 第一使用済燃料貯蔵建物
	B	
	C	上記以外の一般建物、構築物

2. 機器、配管類

ク ラ ス 種 別	A s	制御棒及び駆動機構
	A	格納容器付属設備、 1次冷却系（主中間熱交換器を除く。） 補助冷却系、非常用電源設備、 2次冷却系（主冷却器を除く。） 上記各系、施設に関連する制御装置
	B	燃料取扱装置 1次冷却材純化系、2次冷却材純化系 アルゴンガス系、窒素ガス系 廃棄物処理設備（一部を除く。） 上記各系、施設に関連する制御装置
	C	その他一般機器、配管類

(削除)

第 12.7.1 表 重要度による分類

		第二使用済燃料貯蔵施設	廃棄物処理施設 (メンテナンス建物を含む)	原子炉本体及び原子炉冷却 系統施設
ク ラ ス 種 別	A (As)	建物、貯蔵ラック		原子炉容器、 炉内構造物、 主中間熱交換器、 主冷却器
	B	使用済燃料取扱貯蔵設備 (貯蔵ラックを除く。)、 水冷却浄化設備、液体廃棄 物処理設備、放射線管理設 備、電気設備(非常系)、 気体廃棄施設(含排気筒)	建物、固体廃棄物貯蔵設備 (一部建物を含む。)、 液体廃棄物処理設備(一部 を除く。)、換気設備(廃棄 物処理建物内の排気系の一 部)、電気設備(非常系)	
	C	その他、上記以外の設備	その他、上記以外の設備	主送風機

(削除)

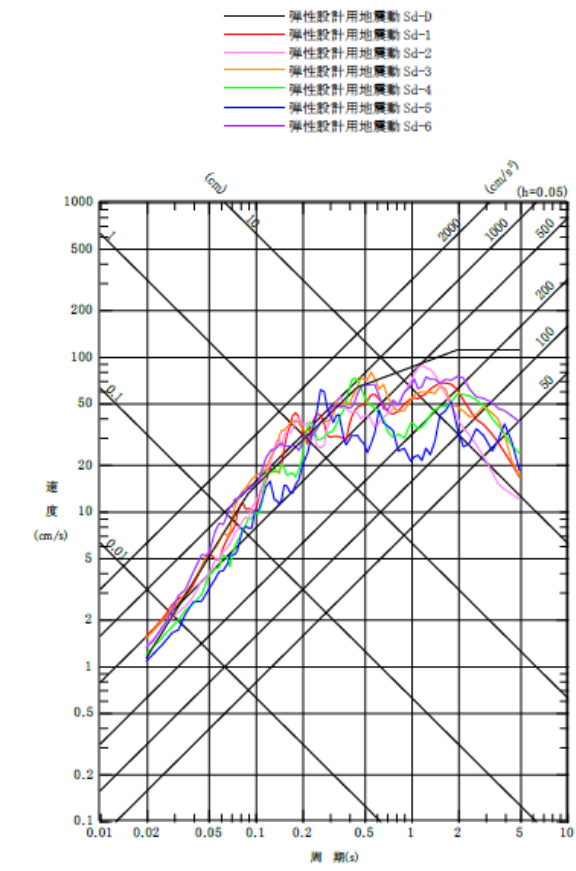
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類八：図】

変更前

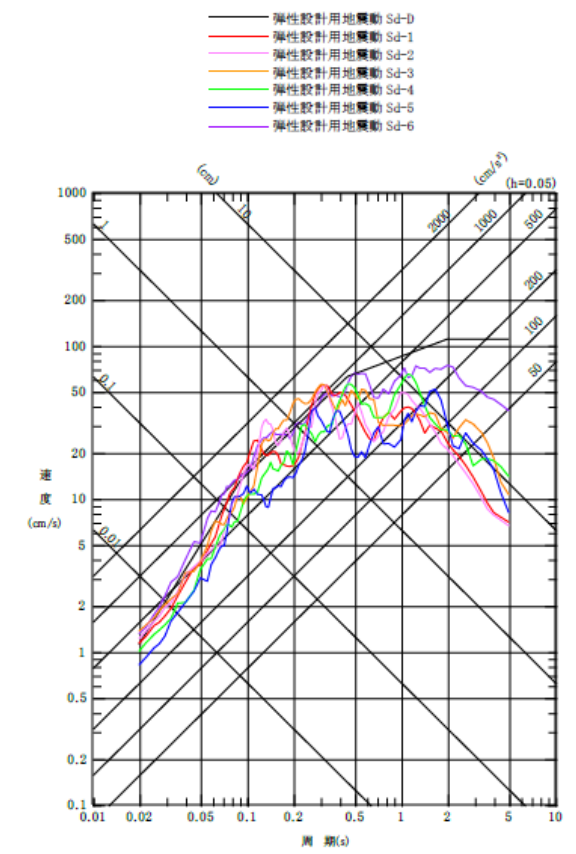
変更後

(なし)

(なし)



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



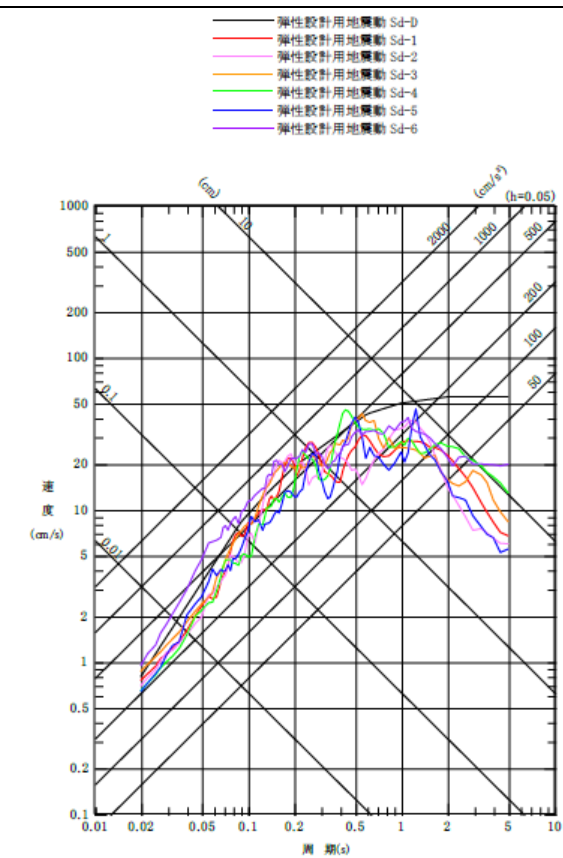
第 1.3.1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)

変更前

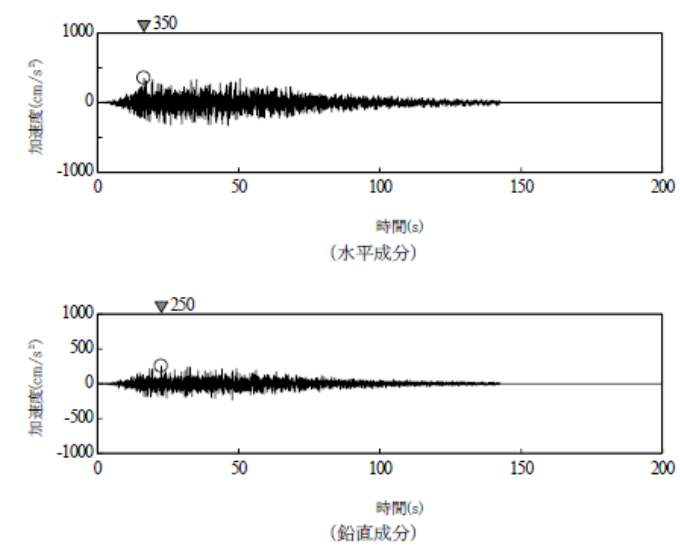
変更後

(なし)

(なし)



第 1.3.1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)



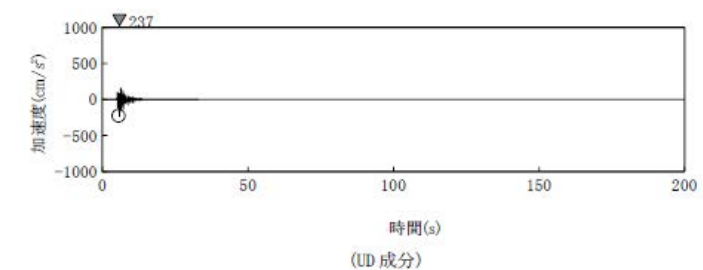
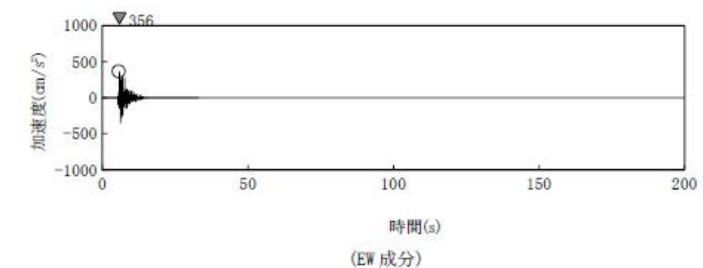
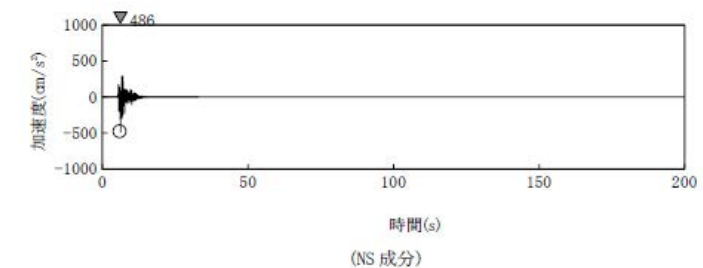
第 1.3.2 図(1) 弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形

変更前

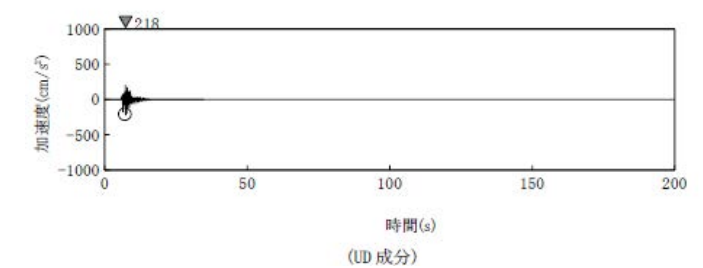
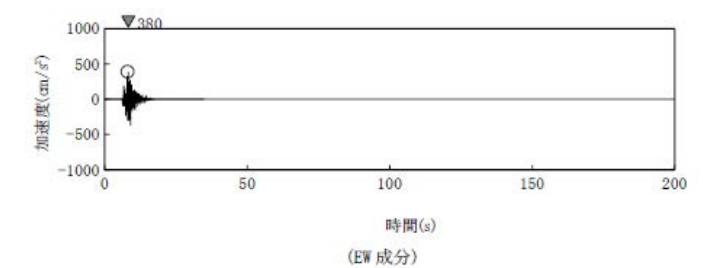
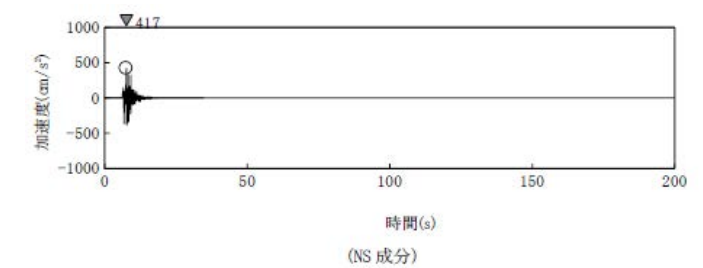
変更後

(なし)

(なし)



第 1.3.2 図(2) 弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形



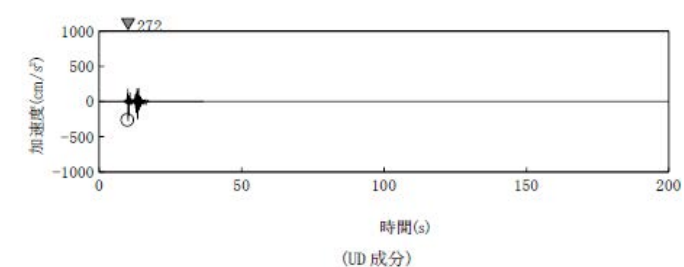
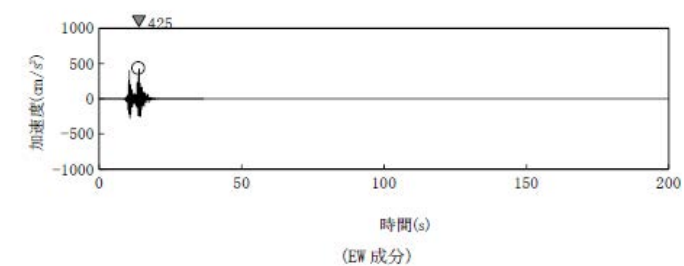
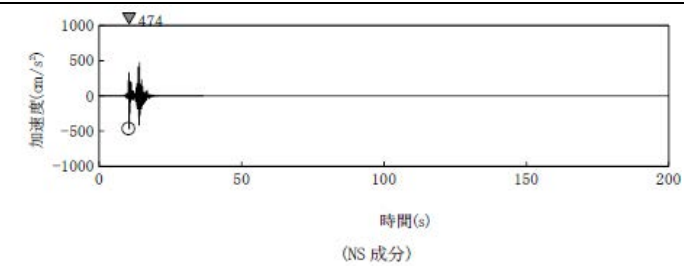
第 1.3.2 図(3) 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形

変更前

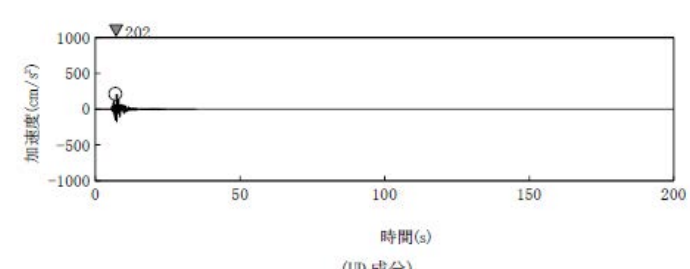
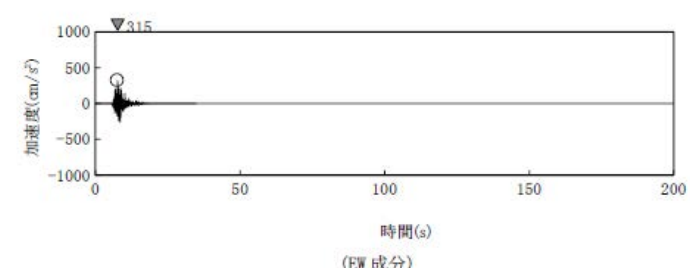
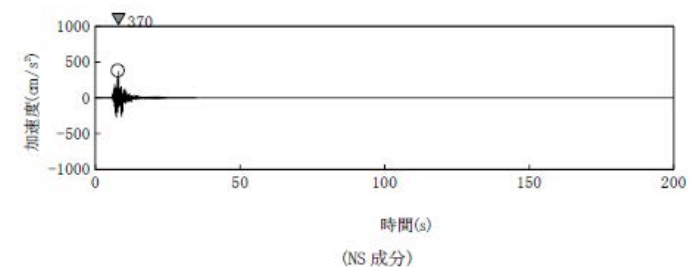
変更後

(なし)

(なし)



第 1.3.2 図(4) 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



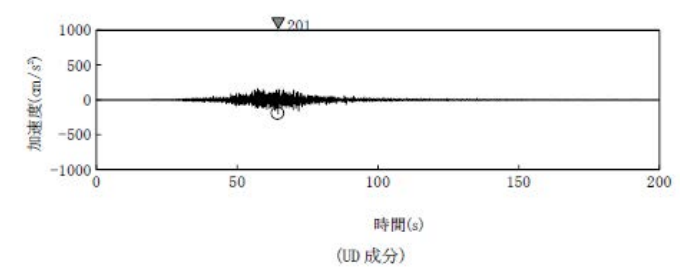
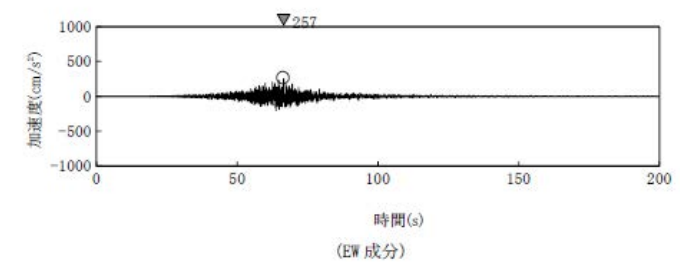
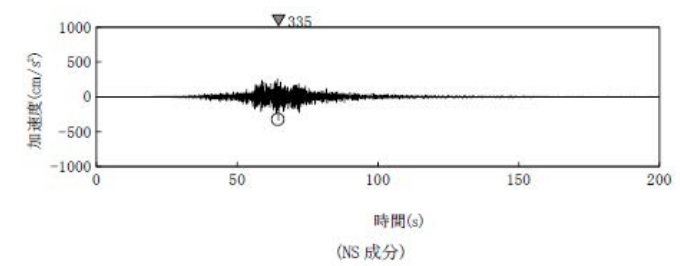
第 1.3.2 図(5) 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形

変更前

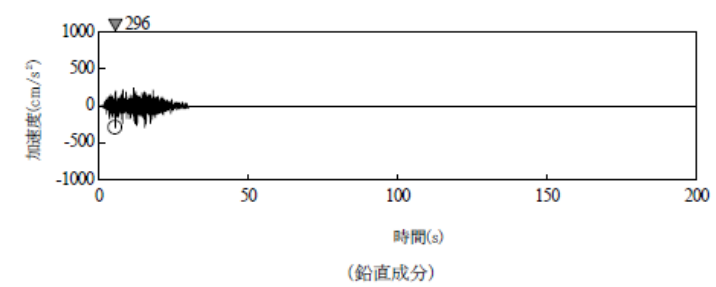
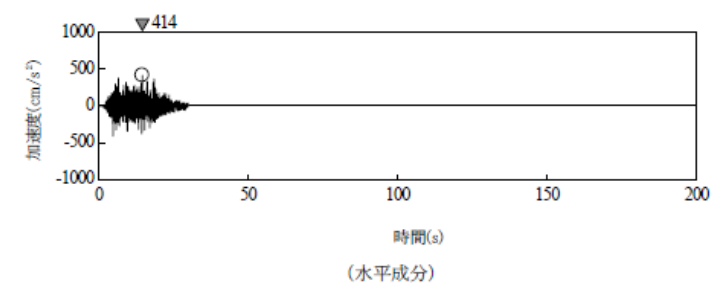
変更後

(なし)

(なし)



第 1. 3. 2 図(6) 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形



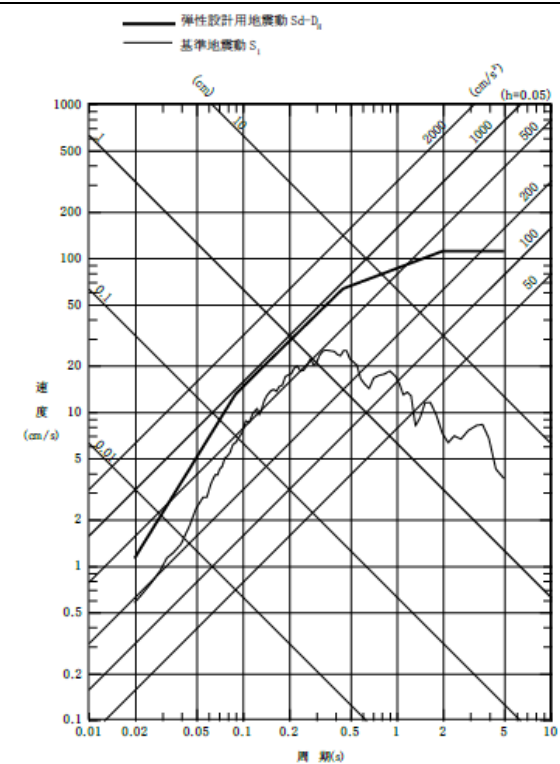
第 1. 3. 2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

変更前

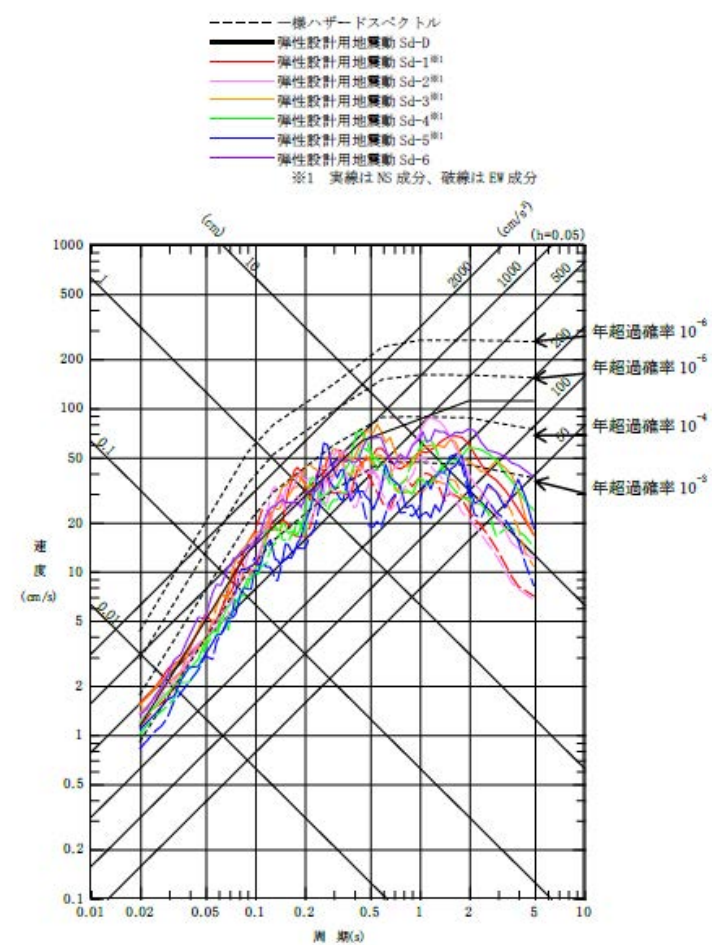
(なし)

(なし)

変更後



第 1.3.3 図 弾性設計用地震動 Sd-D と基準地震動 S1 の応答スペクトルの比較(水平成分)

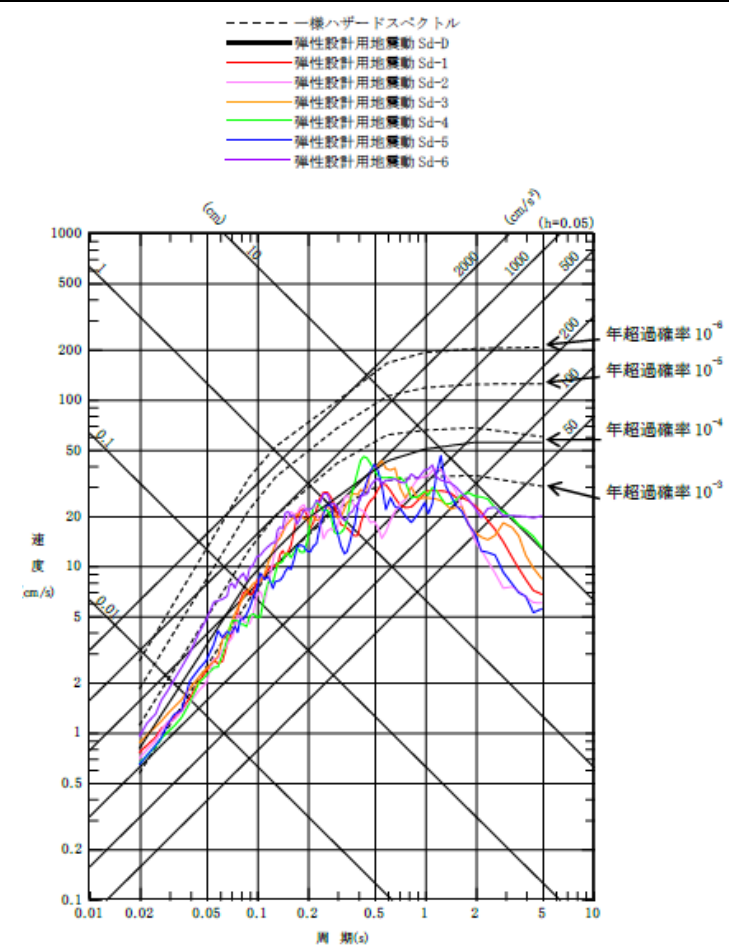


第 1.3.4 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)

変更前

変更後

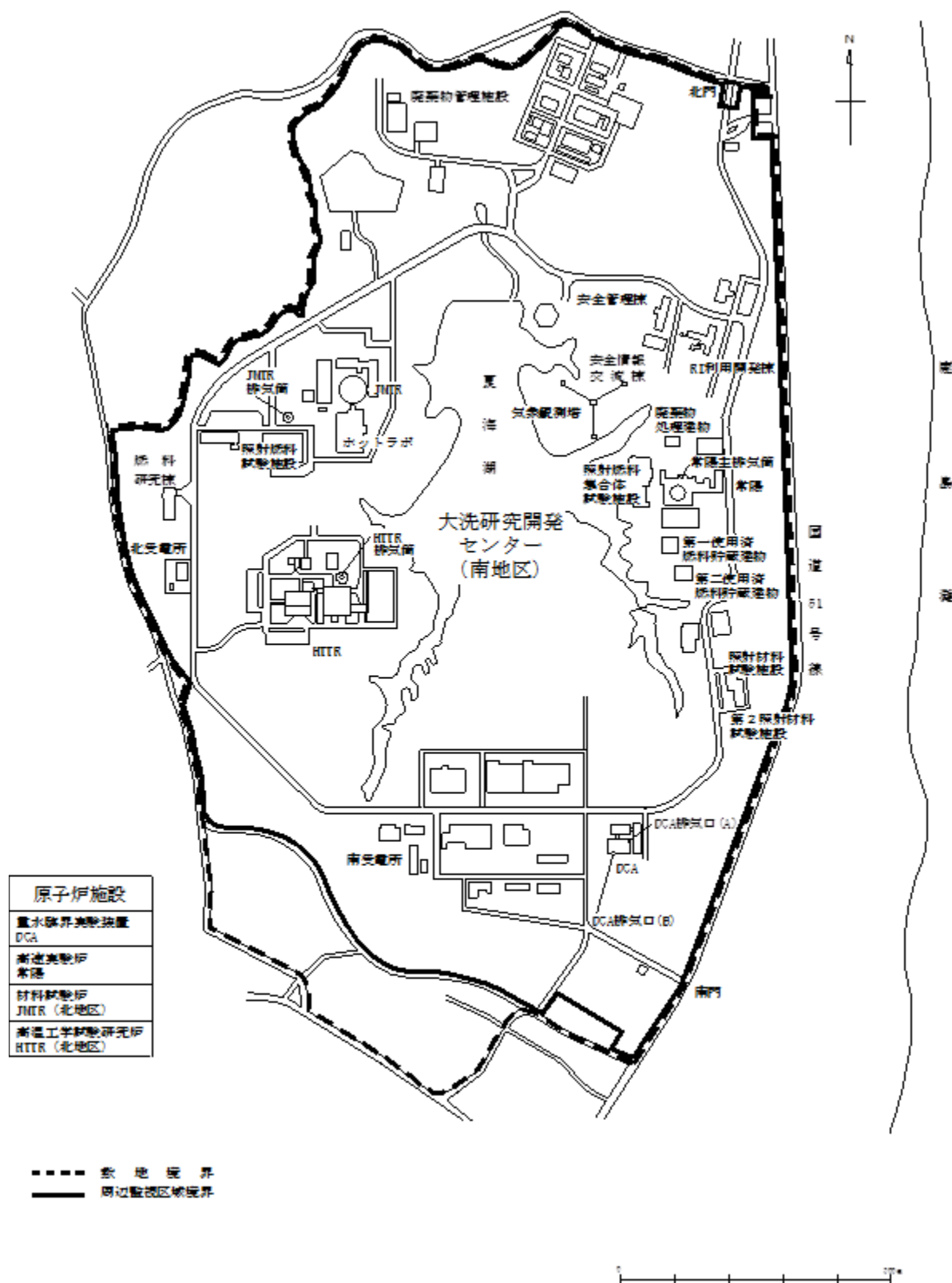
(なし)



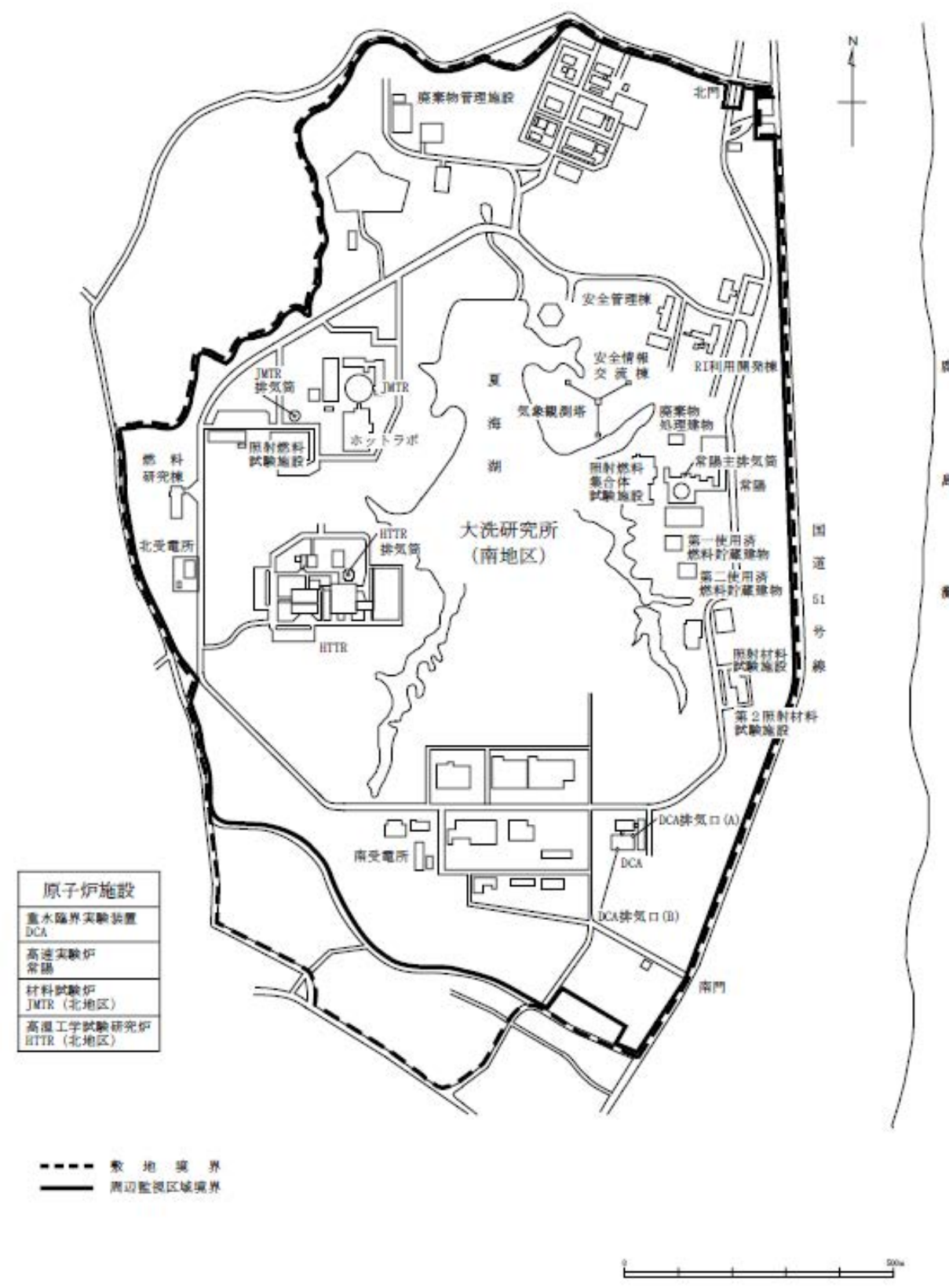
第 1.3.4 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

変更前

変更後

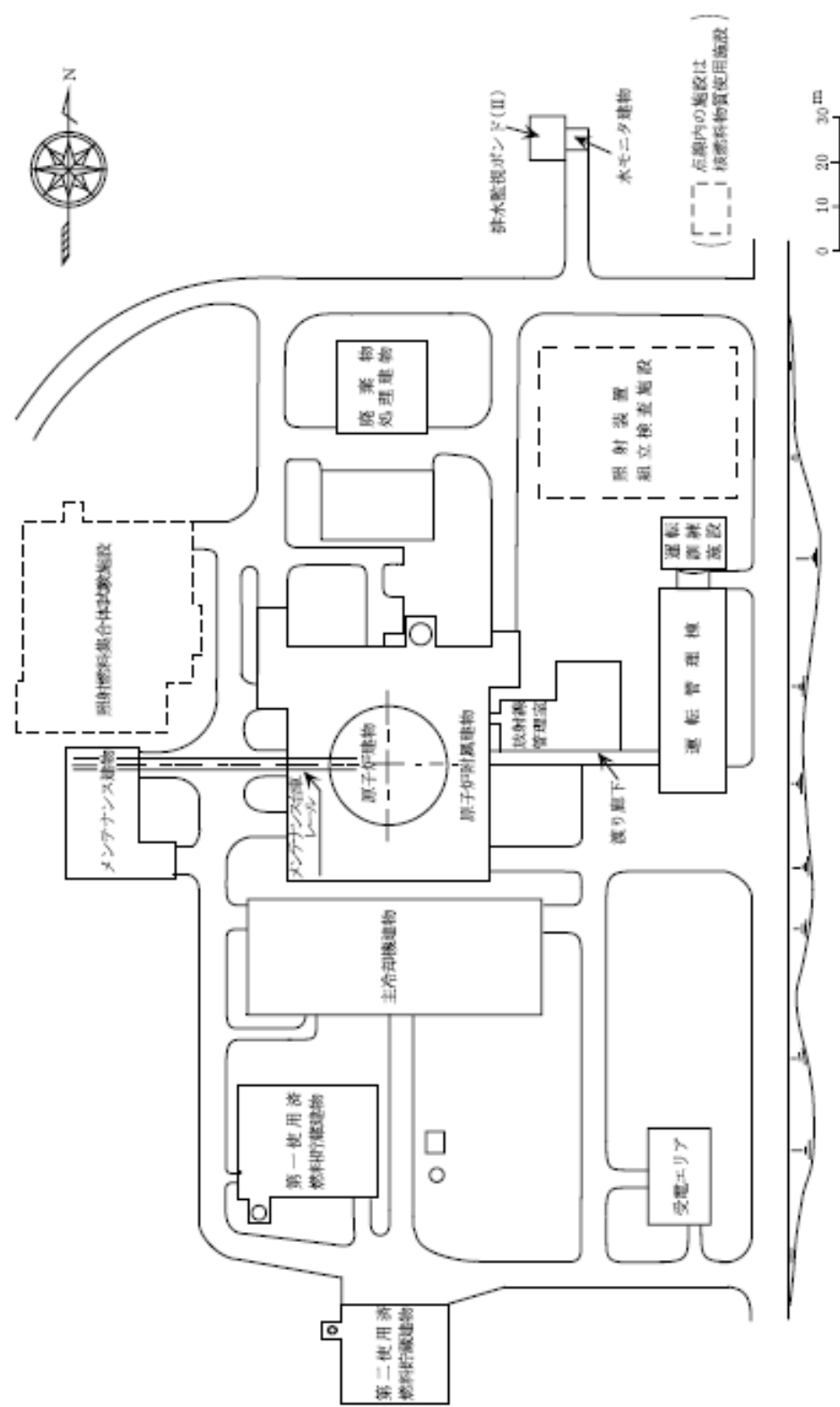


第 2.1.1 図 原子炉施設付近図



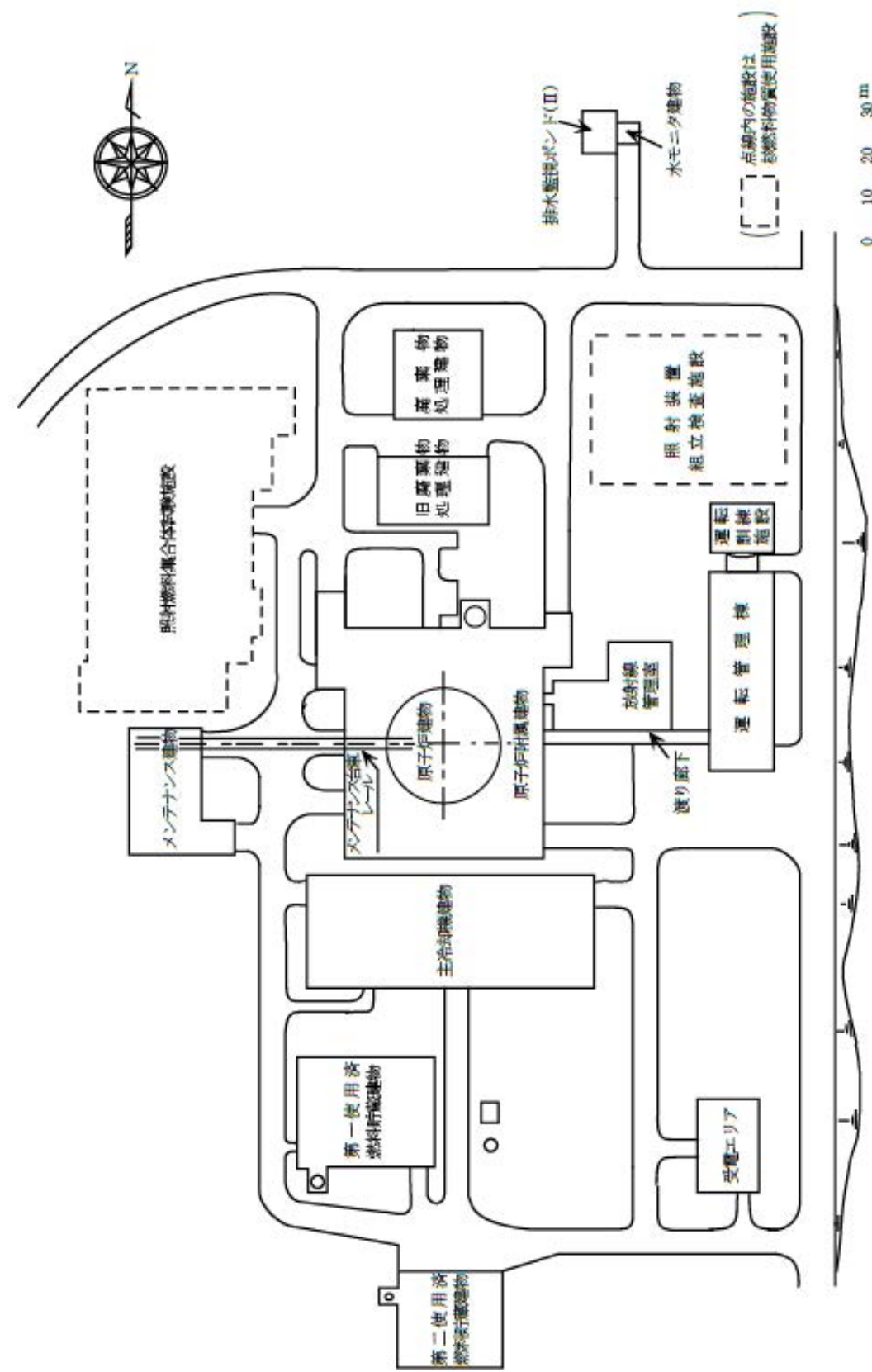
第 2.1 図 原子炉施設の位置

変更前



第 2.1.2 図 原子炉施設全体配置図

変更後

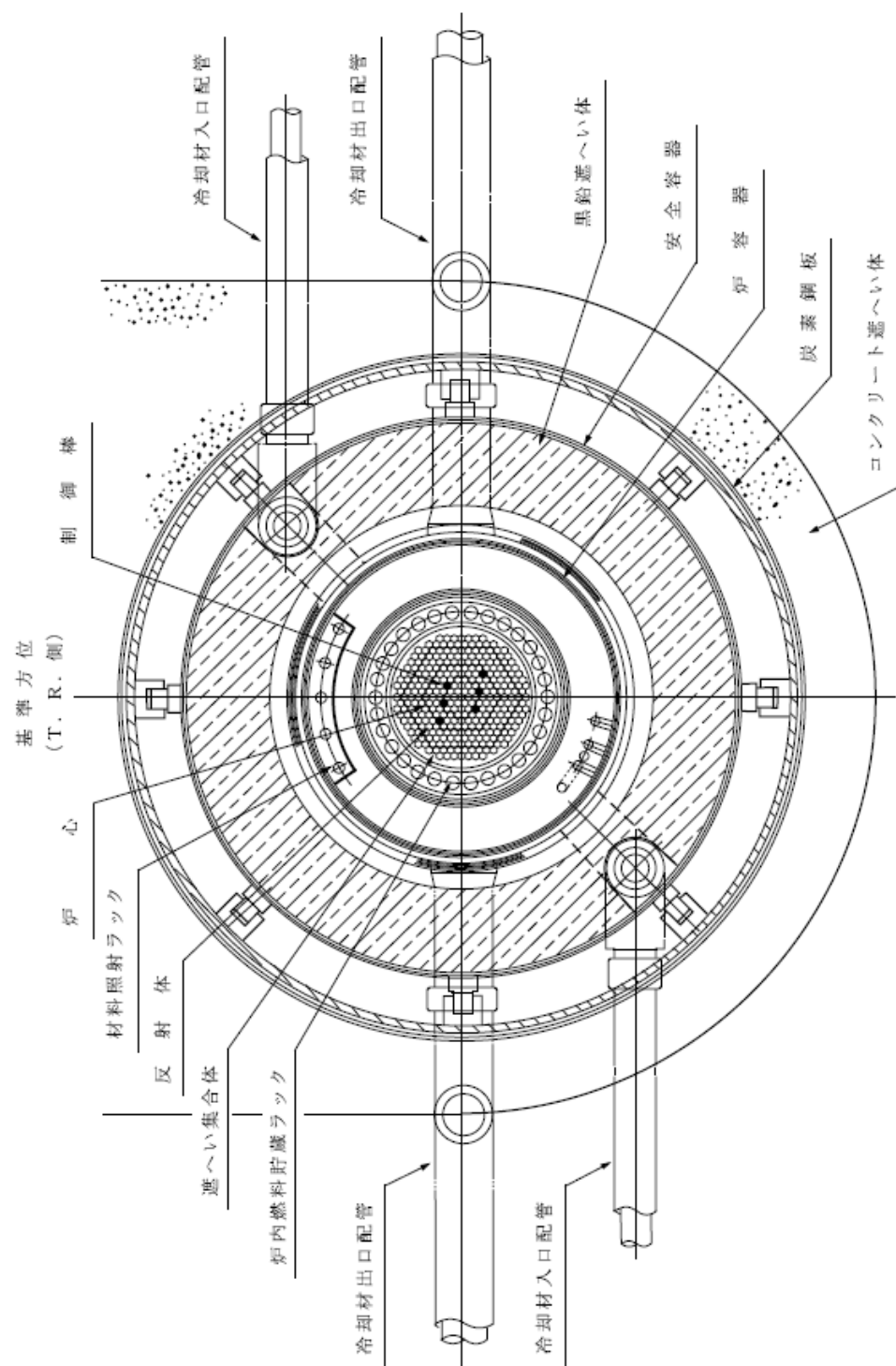


第 2.2 図 原子炉施設全体配置図

変更前	変更後
<p>第 2.2.1 図 原子炉建物縦断面図 (省略)</p> <p>第 2.2.2 図 原子炉建物平面図 (2 階) (省略)</p> <p>第 2.2.3 図 原子炉建物平面図 (1 階) (省略)</p> <p>第 2.2.4 図 原子炉建物平面図 (地下中 1 階) (省略)</p> <div data-bbox="335 583 1368 1413" style="border: 1px dashed red; padding: 20px; text-align: center;"> <p>核物質防護情報 (管理情報) が含まれているため公開できません。</p> </div> <p style="text-align: center;">第 2.2.5 図 原子炉建物平面図 (地下 1 階)</p> <p>第 2.2.6 図 原子炉建物平面図 (地下中 2 階) (省略)</p> <p>第 2.2.7 図 原子炉建物平面図 (地下 2 階) (省略)</p> <p>第 5.3.3 図 主冷却機建物 1 階平面図 (省略)</p> <p>第 5.3.4 図 主冷却機建物断面図 (省略)</p> <p>第 2.2.8 図 第一使用済燃料貯蔵建物 1 階平面図 (省略)</p>	<p>第 2.3 図 原子炉建物及び原子炉附属建物断面図 (変更なし)</p> <p>第 2.4 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (2 階) (変更なし)</p> <p>第 2.5 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (1 階) (変更なし)</p> <p>第 2.6 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (地下中 1 階) (変更なし)</p> <div data-bbox="1593 583 2626 1413" style="border: 1px dashed red; padding: 20px; text-align: center;"> <p>核物質防護情報 (管理情報) が含まれているため公開できません。</p> </div> <p style="text-align: center;">第 2.7 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (地下 1 階)</p> <p>第 2.8 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (地下中 2 階) (変更なし)</p> <p>第 2.9 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図 (地下 2 階) (変更なし)</p> <p>第 2.10 図 主冷却機建物平面図 (1 階) (変更なし)</p> <p>第 2.11 図 主冷却機建物断面図 (変更なし)</p> <p>第 2.12 図 第一使用済燃料貯蔵建物平面図 (1 階) (変更なし)</p>

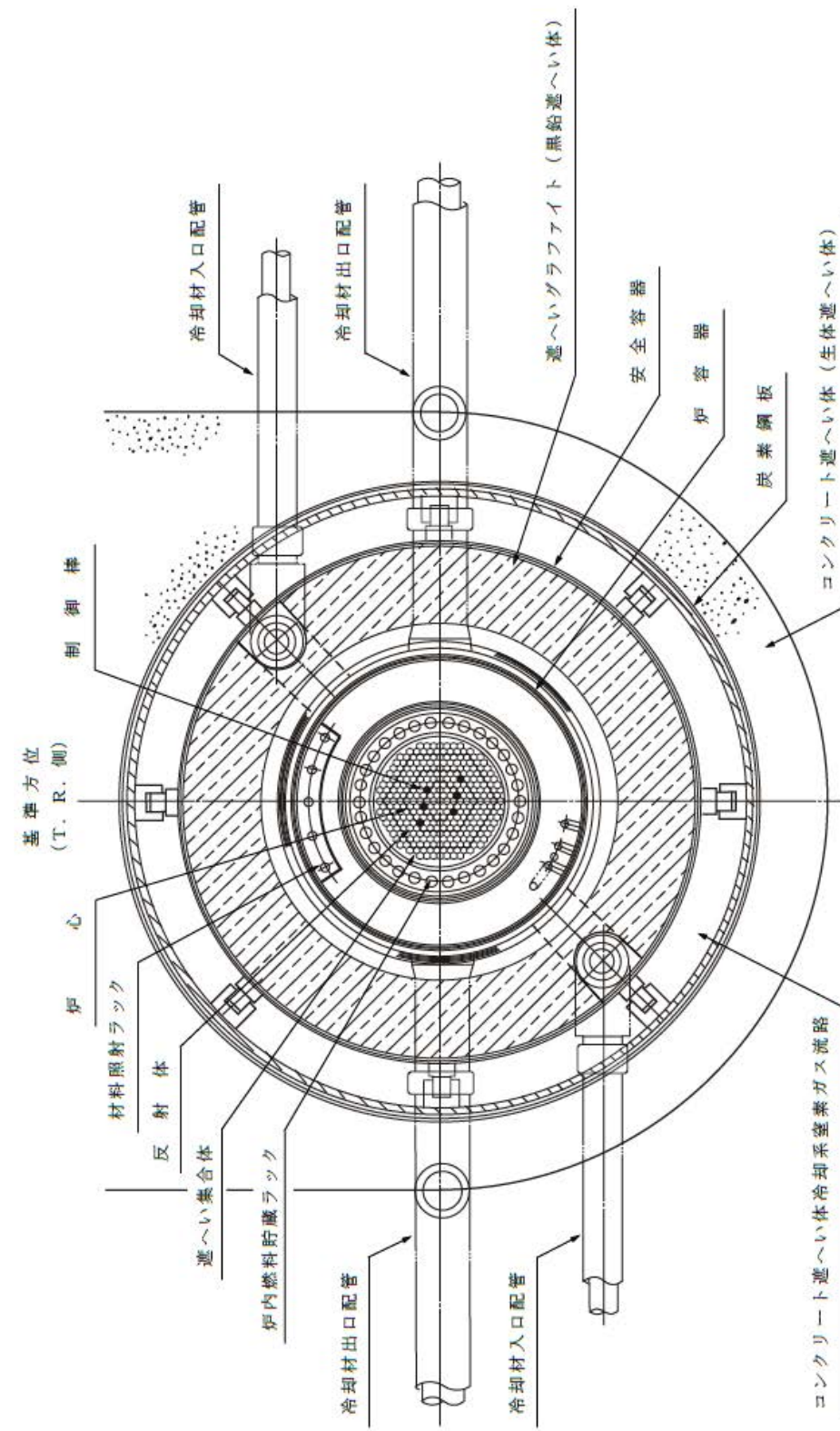
変更前	変更後
<p>第 <u>2.2.9</u> 図 第一使用済燃料貯蔵建物断面図 (省略)</p> <p>第 <u>2.2.10</u> 図 第二使用済燃料貯蔵建物 <u>1階</u> 平面図 (省略)</p> <p>第 <u>2.2.11</u> 図 第二使用済燃料貯蔵建物断面図 (省略)</p> <p>第 3.1.1 図 原子炉垂直断面図 (省略)</p>	<p>第 <u>2.13</u> 図 第一使用済燃料貯蔵建物断面図 (変更なし)</p> <p>第 <u>2.14</u> 図 第二使用済燃料貯蔵建物平面図 (<u>1階</u>) (変更なし)</p> <p>第 <u>2.15</u> 図 第二使用済燃料貯蔵建物断面図 (変更なし)</p> <p>第 3.1.1 図 原子炉垂直断面図 (変更なし)</p>

変更前



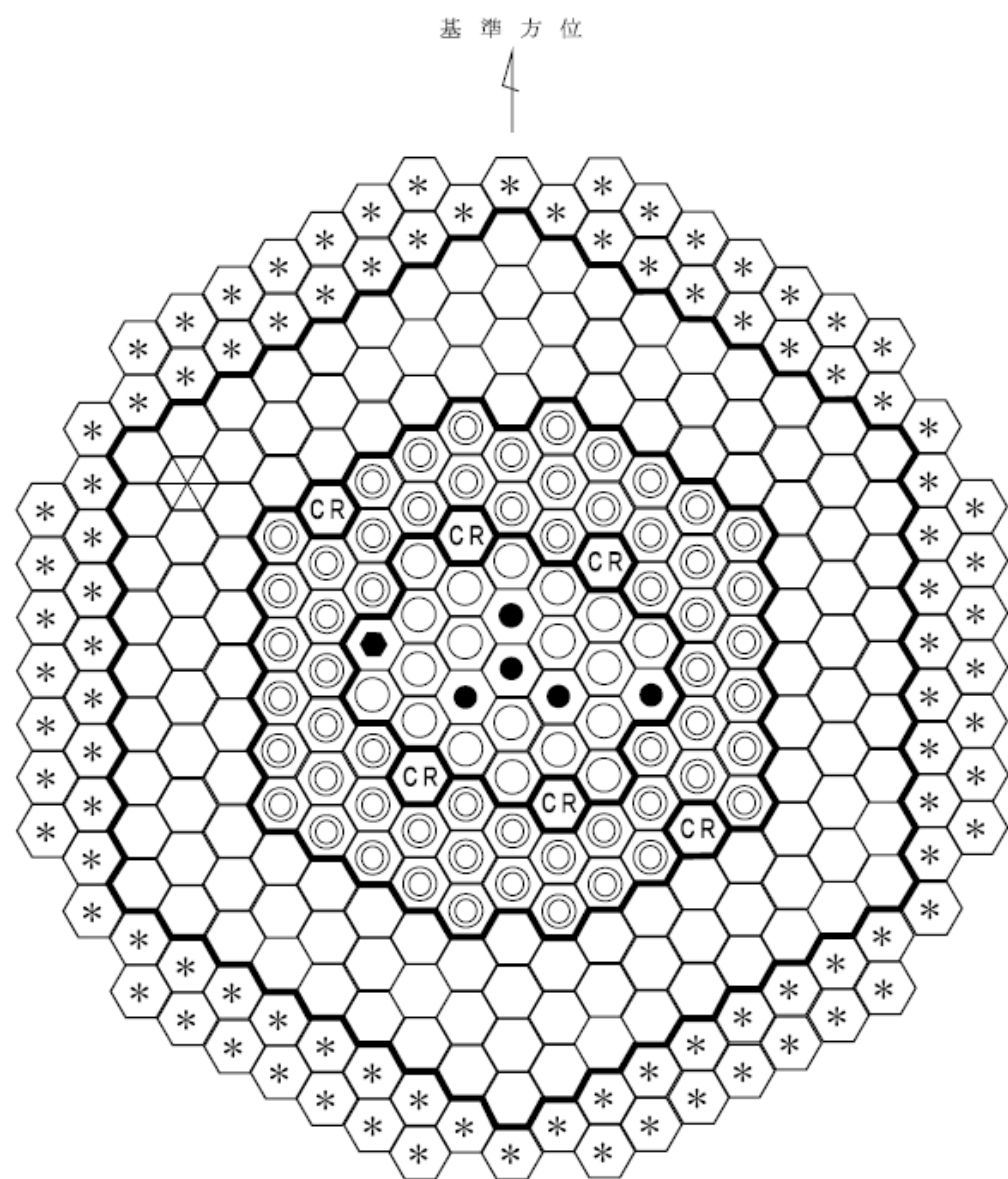
第 3.1.2 図 炉体水平断面図

変更後



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

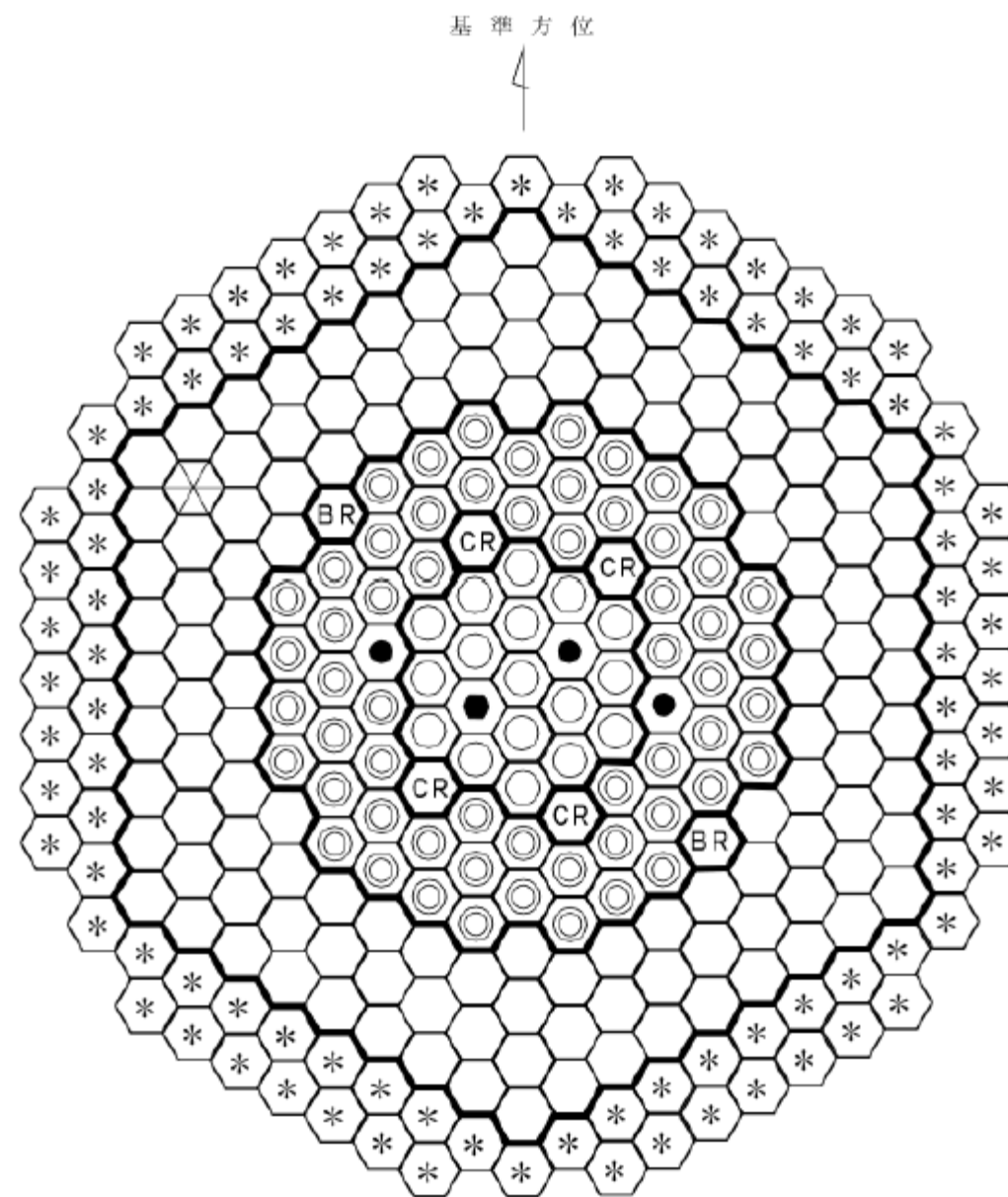
变更前



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

第 3.1.3 図 平衡炉心構成図

变更后

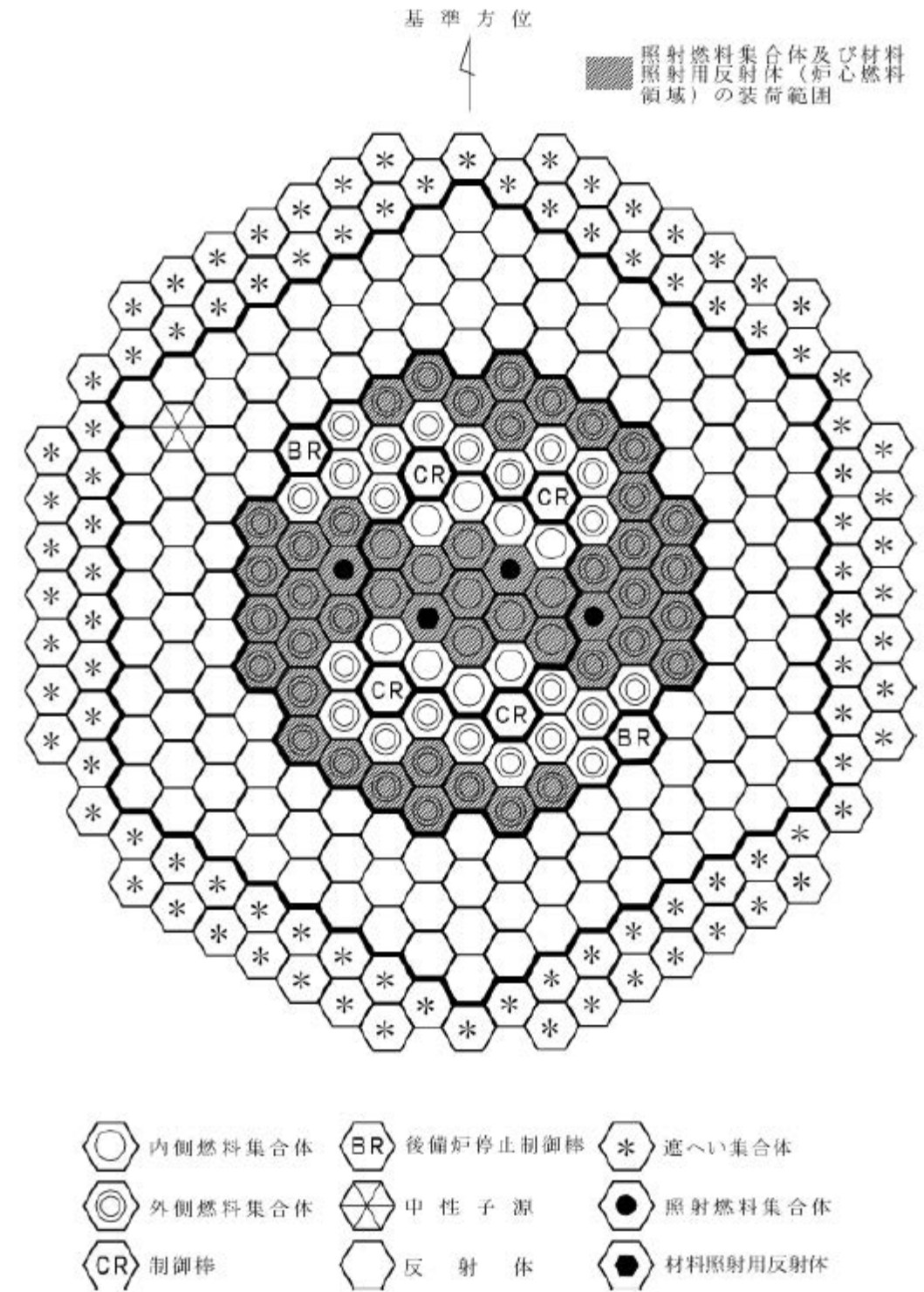


- | | | | | | |
|--|---------|--|----------|--|----------|
| | 内側燃料集合体 | | 後備炉停止制御棒 | | 遮へい集合体 |
| | 外側燃料集合体 | | 中性子源 | | 照射燃料集合体 |
| | 制御棒 | | 反射体 | | 材料照射用反射体 |

第 3.2.1 図 標準平衡炉心構成図

変更前

変更後



(なし)




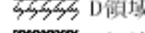


第 3.2.2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

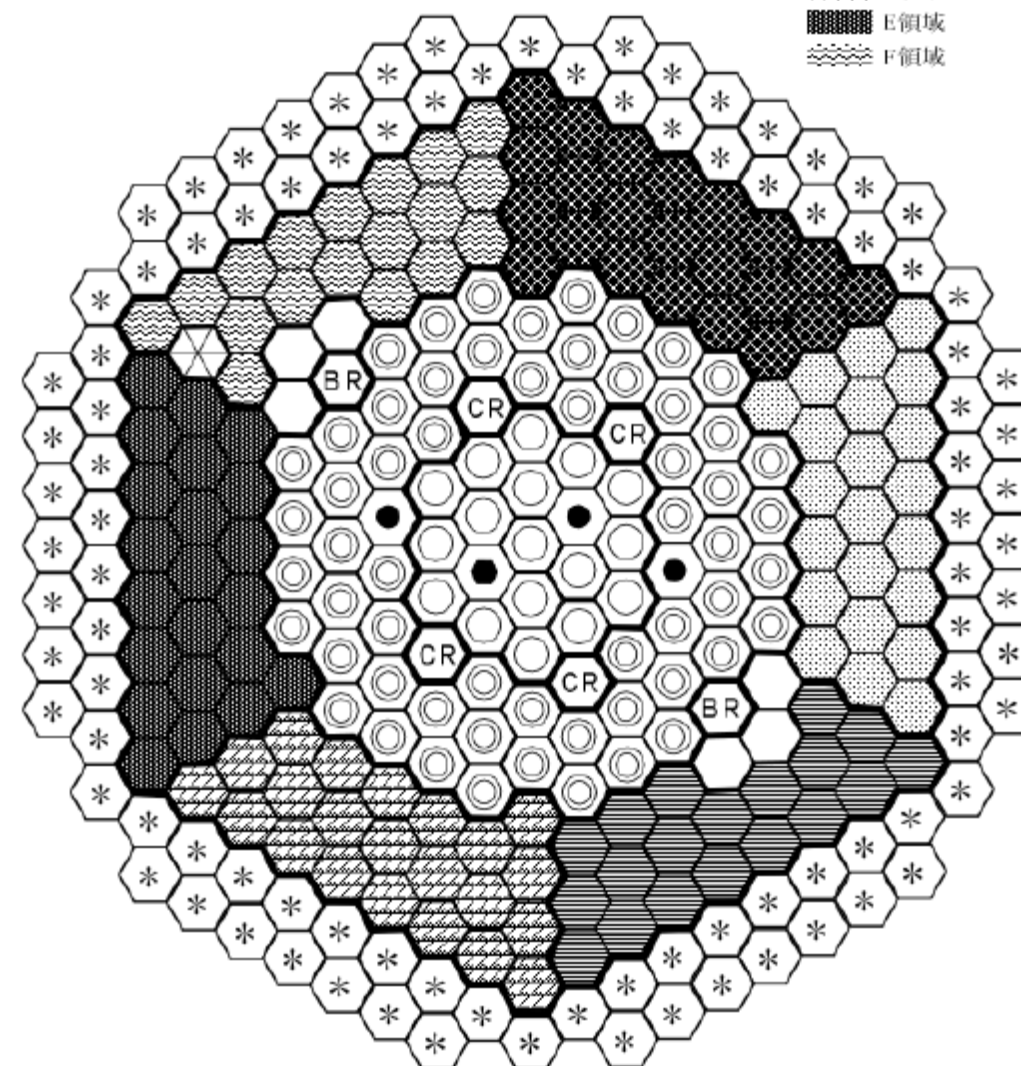
変更前

変更後

反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

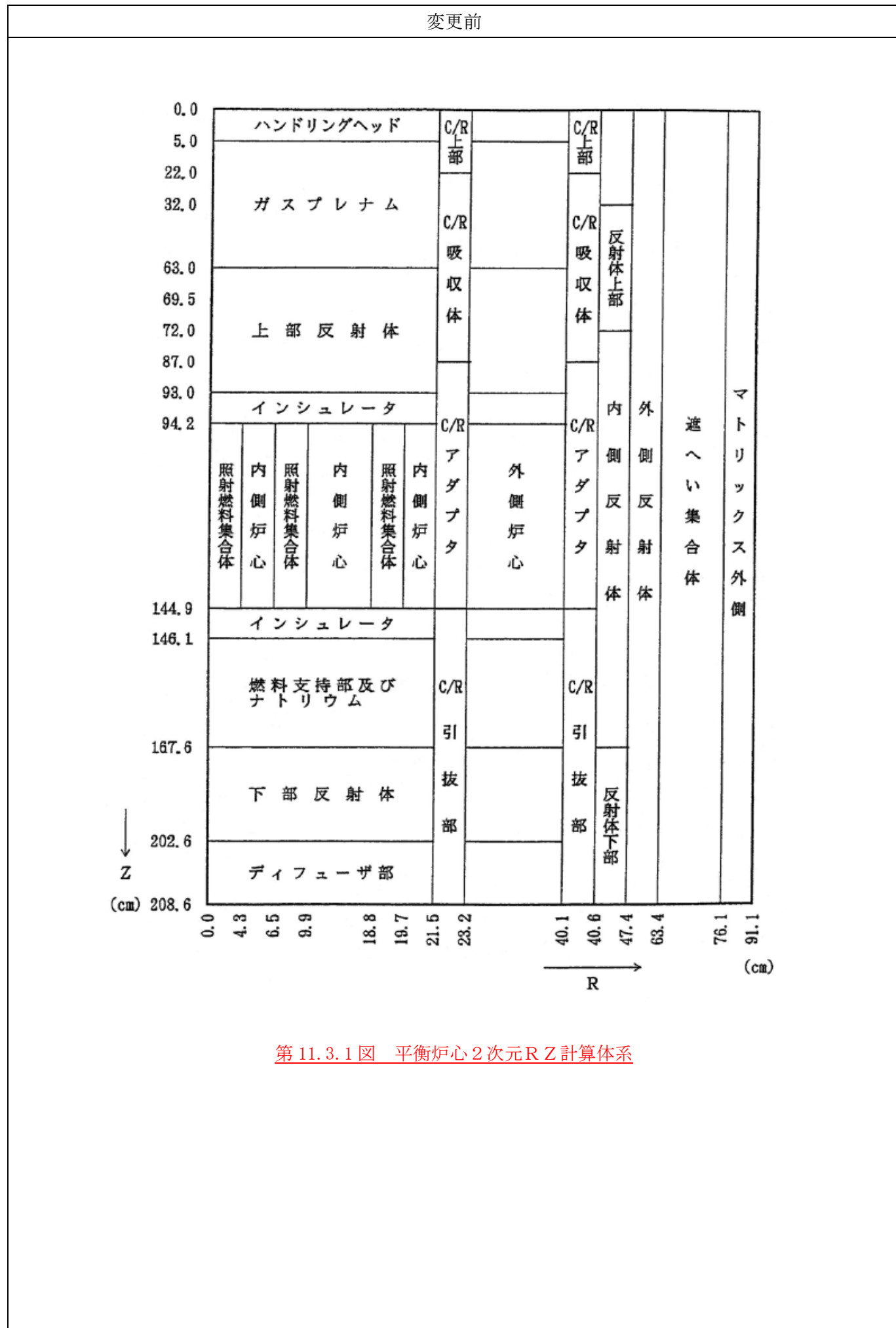
-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域



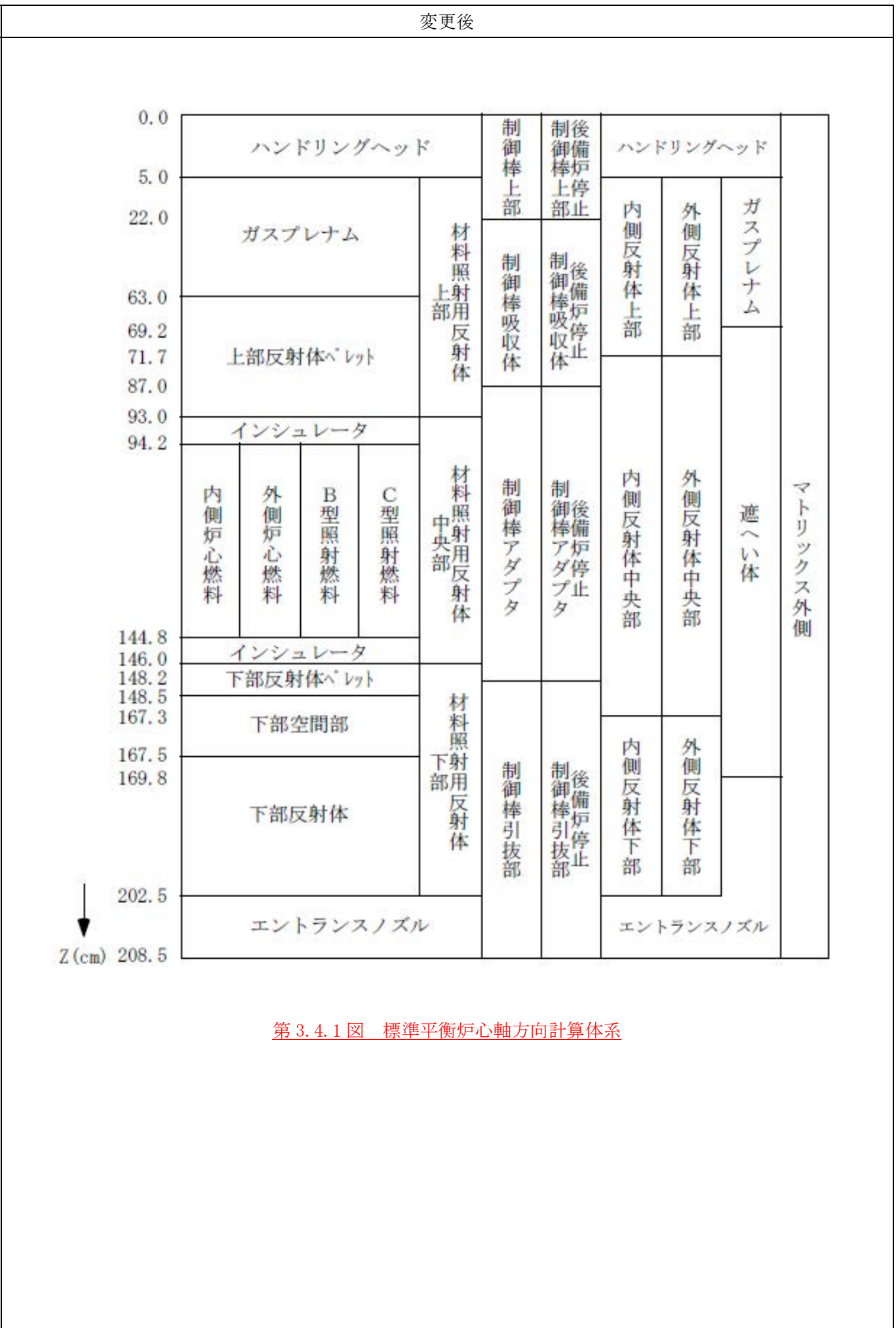
-  内側燃料集合体
-  外側燃料集合体
-  CR 制御棒
-  BR 後備炉停止制御棒
-  中性子源
-  反射体
-  * 遮へい集合体
-  ● 照射燃料集合体
-  ● 材料照射用反射体

(なし)

第3.2.3図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

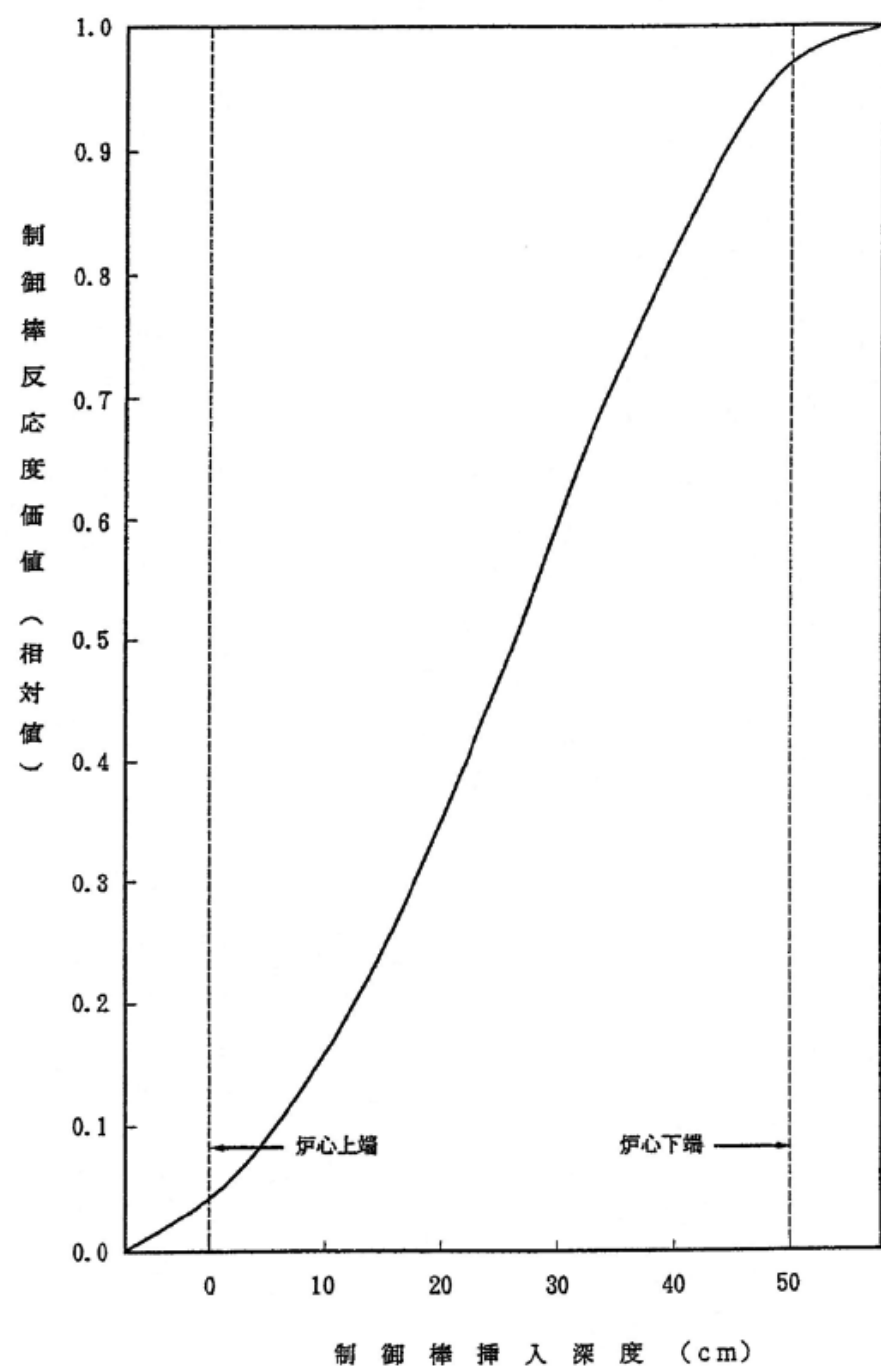


第 11.3.1 図 平衡炉心 2次元R Z計算体系



第 3.4.1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系

変更前



第 11.3.2 図 制御棒ストローク曲線

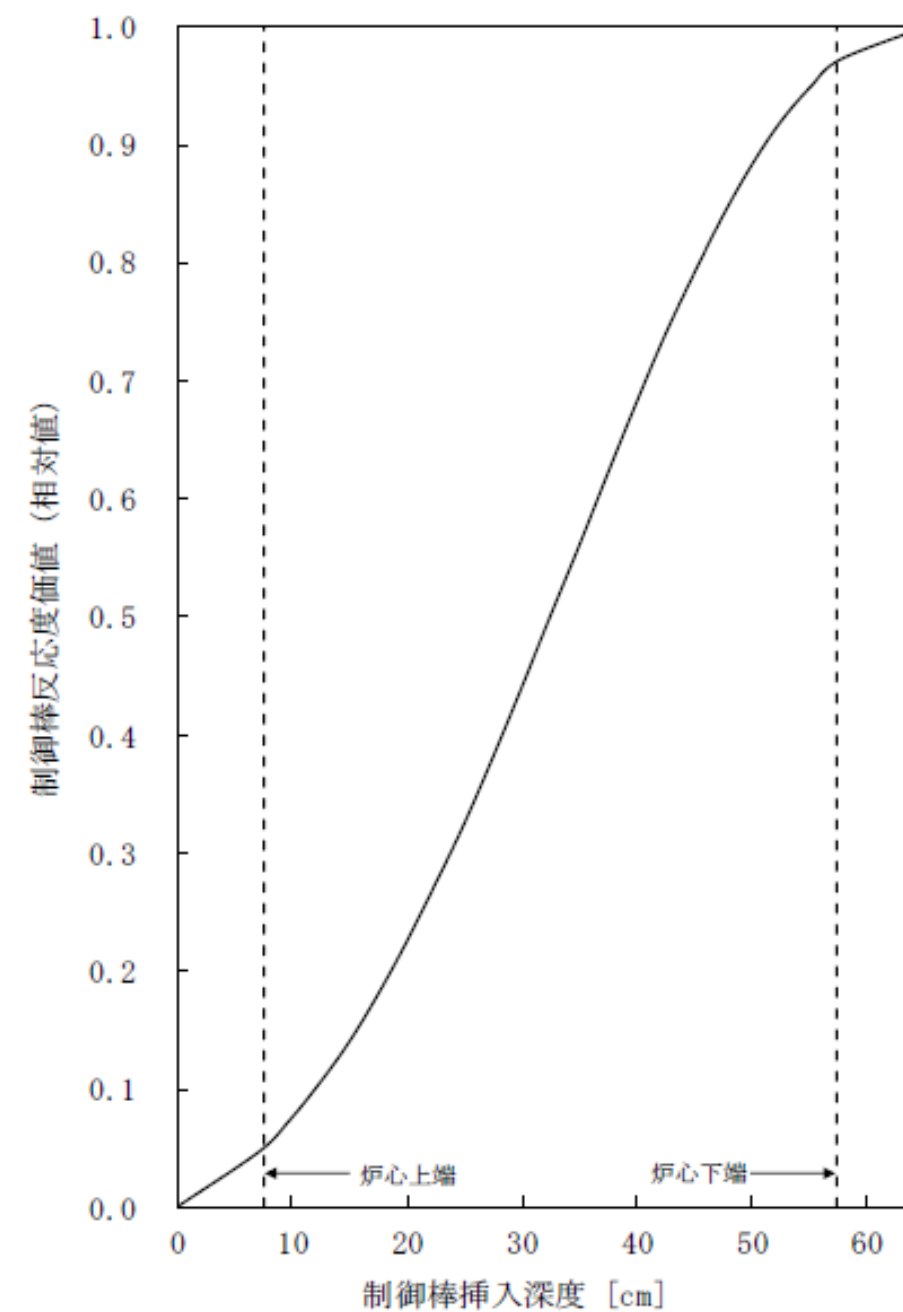
第 11.4.1 図 補正因子 S とペレット初期密度との関係

第 11.4.2 図 ギャップ熱伝達率とギャップ巾との関係

第 11.5.1 図 動特性解析モデル概略図

(省略)

変更後



第 3.4.2 図 制御棒ストローク曲線

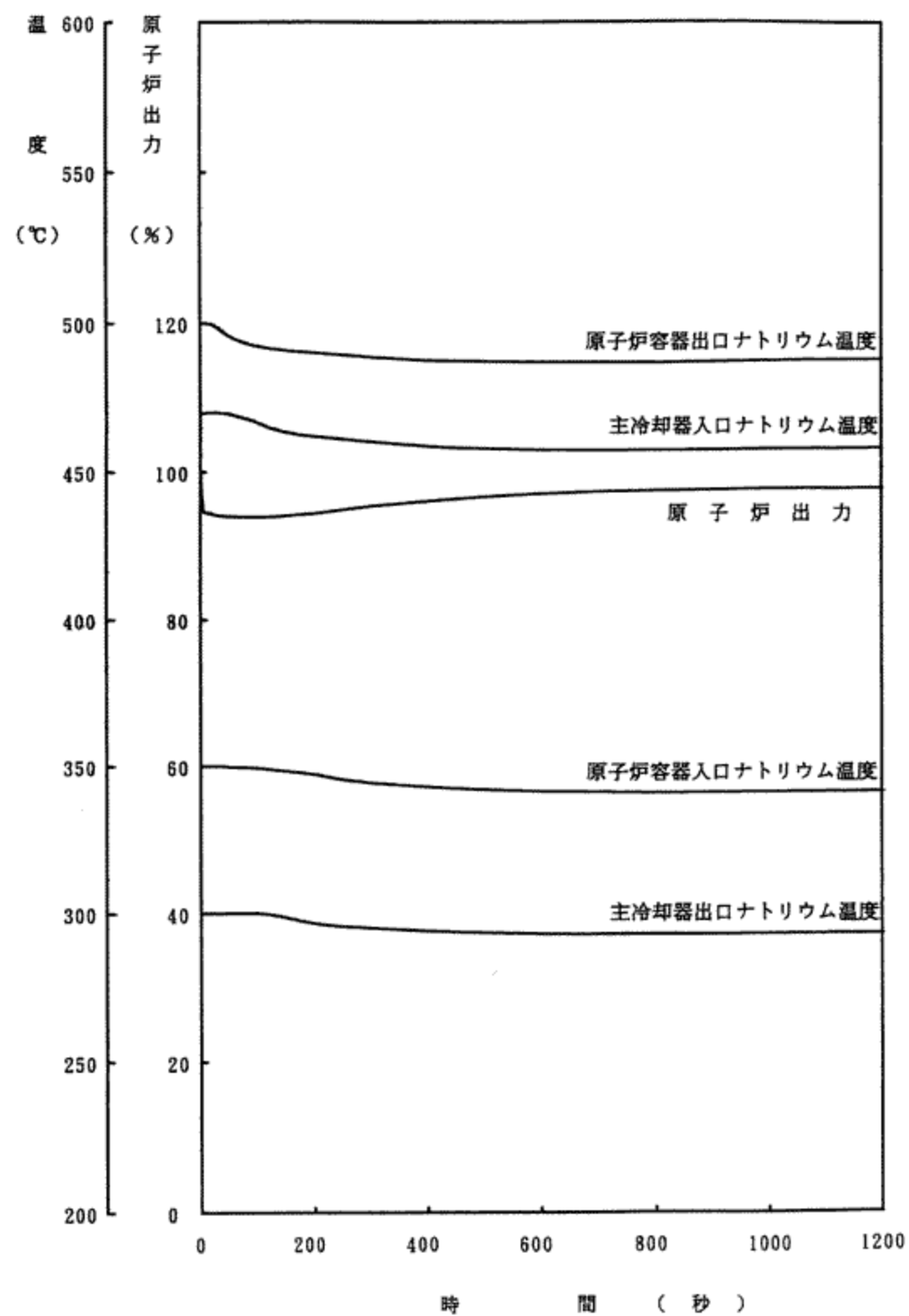
(削除)

(削除)

第 3.6.1 図 動特性解析モデル概略図

(変更なし)

変更前

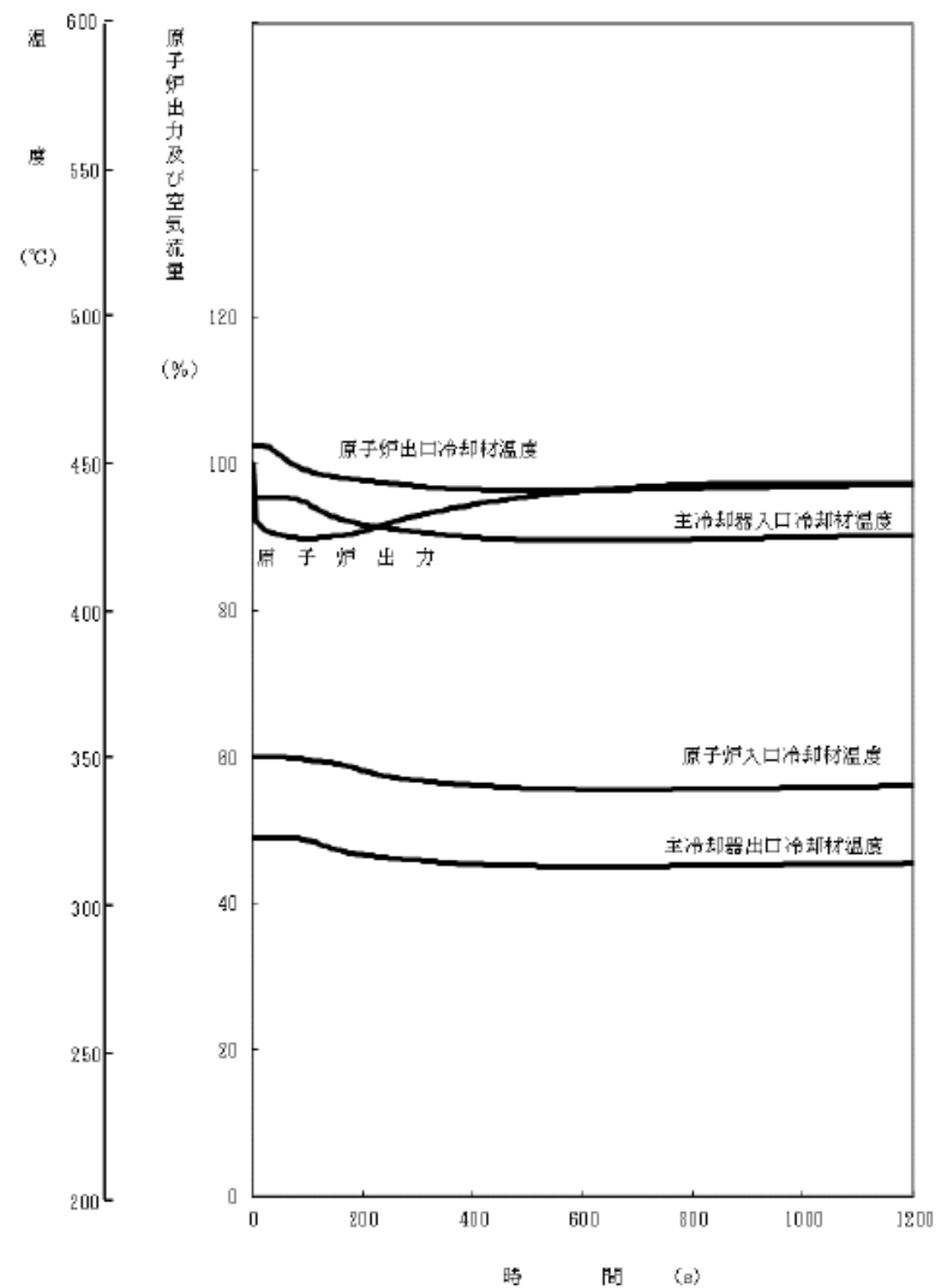


第 11.5.2 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答

(原子炉冷却材温度制御系 OFF：制御棒手動操作)

[熱出力 140MW]

変更後

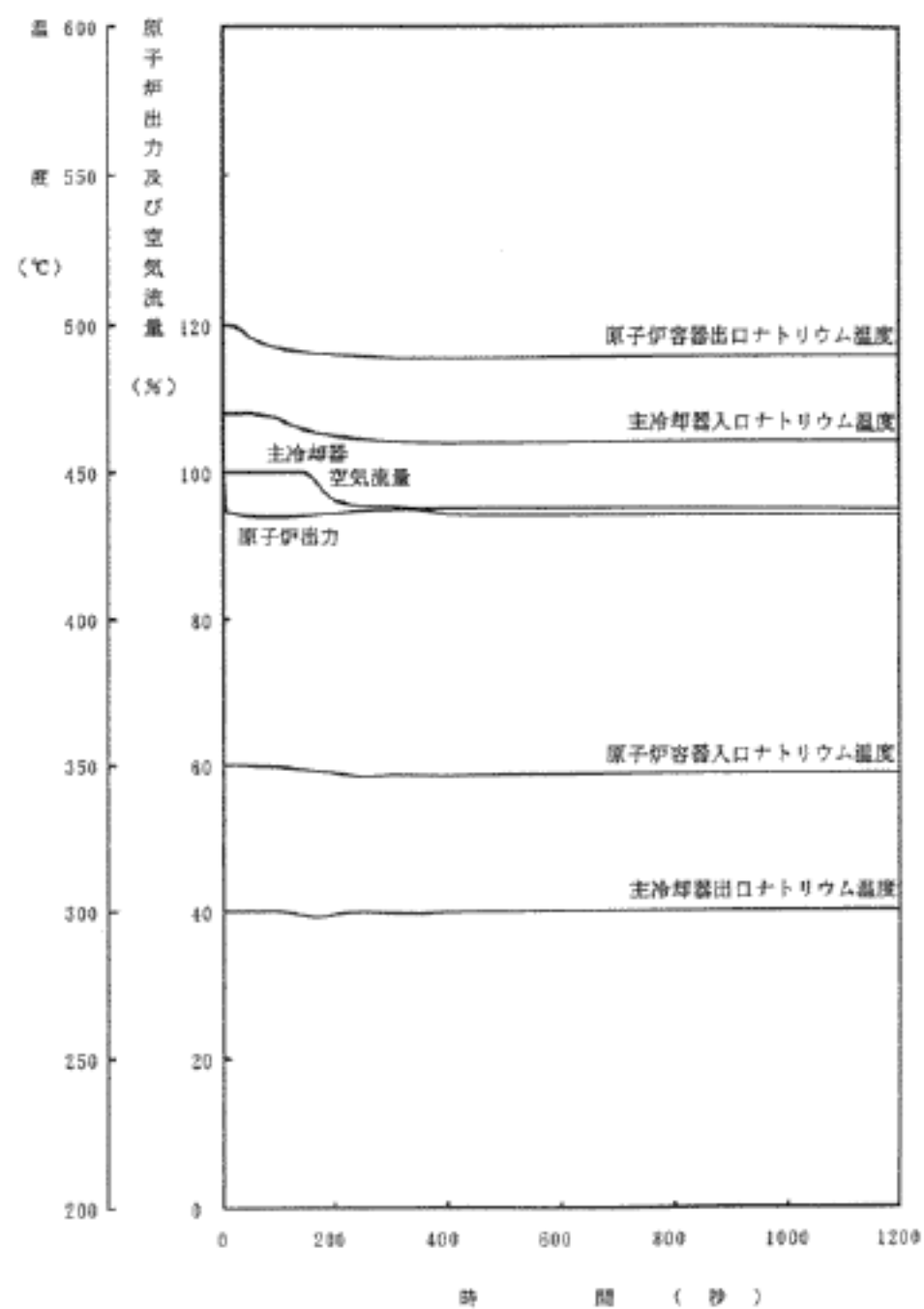


第 3.6.2 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答

(原子炉冷却材温度制御系：OFF)

[熱出力：100MW]

変更前

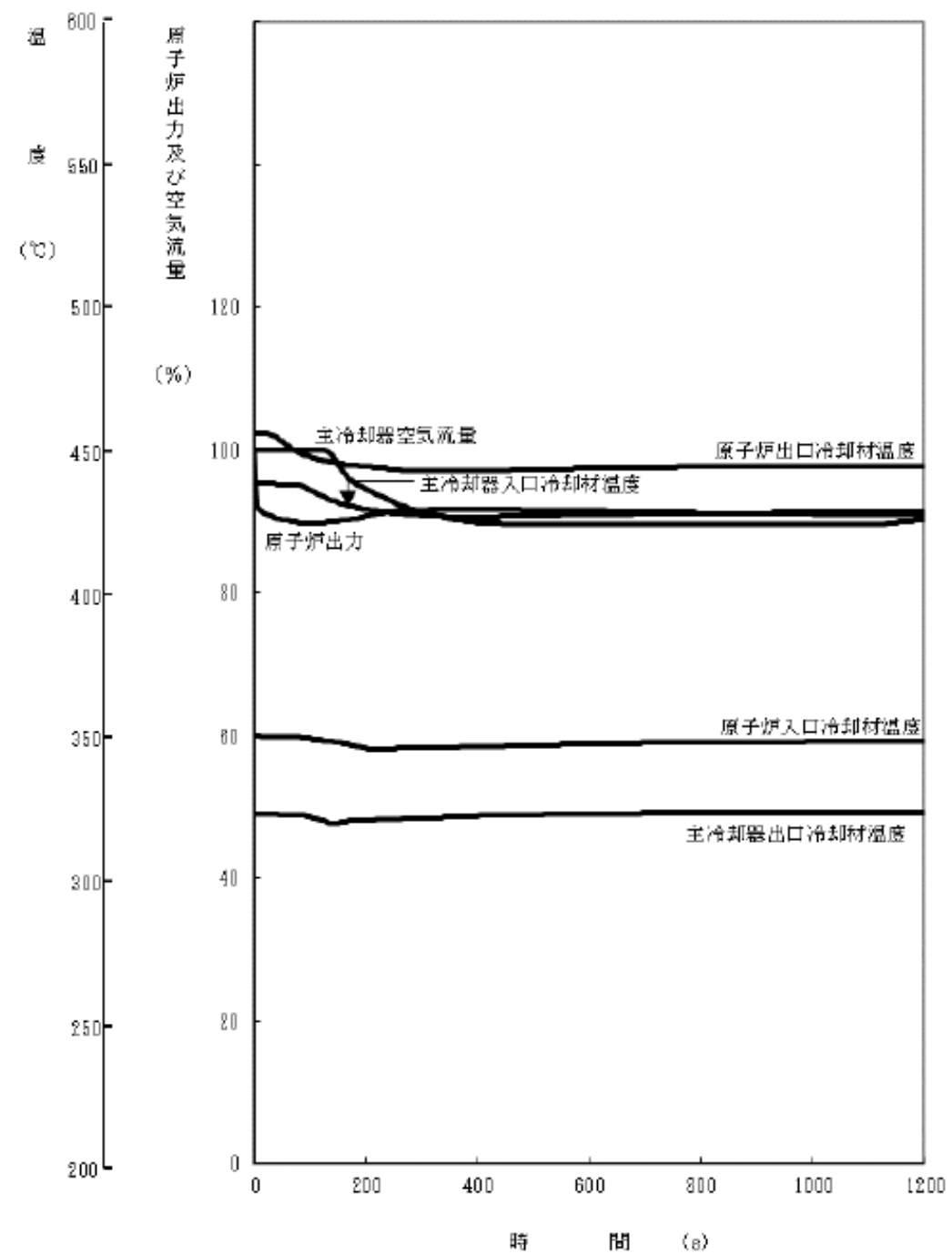


第 11.5.3 図 反応度-10¢のステップ変化に対する応答

(原子炉冷却材温度制御系 ON: 制御棒手動操作)

[熱出力 140MW]

変更後

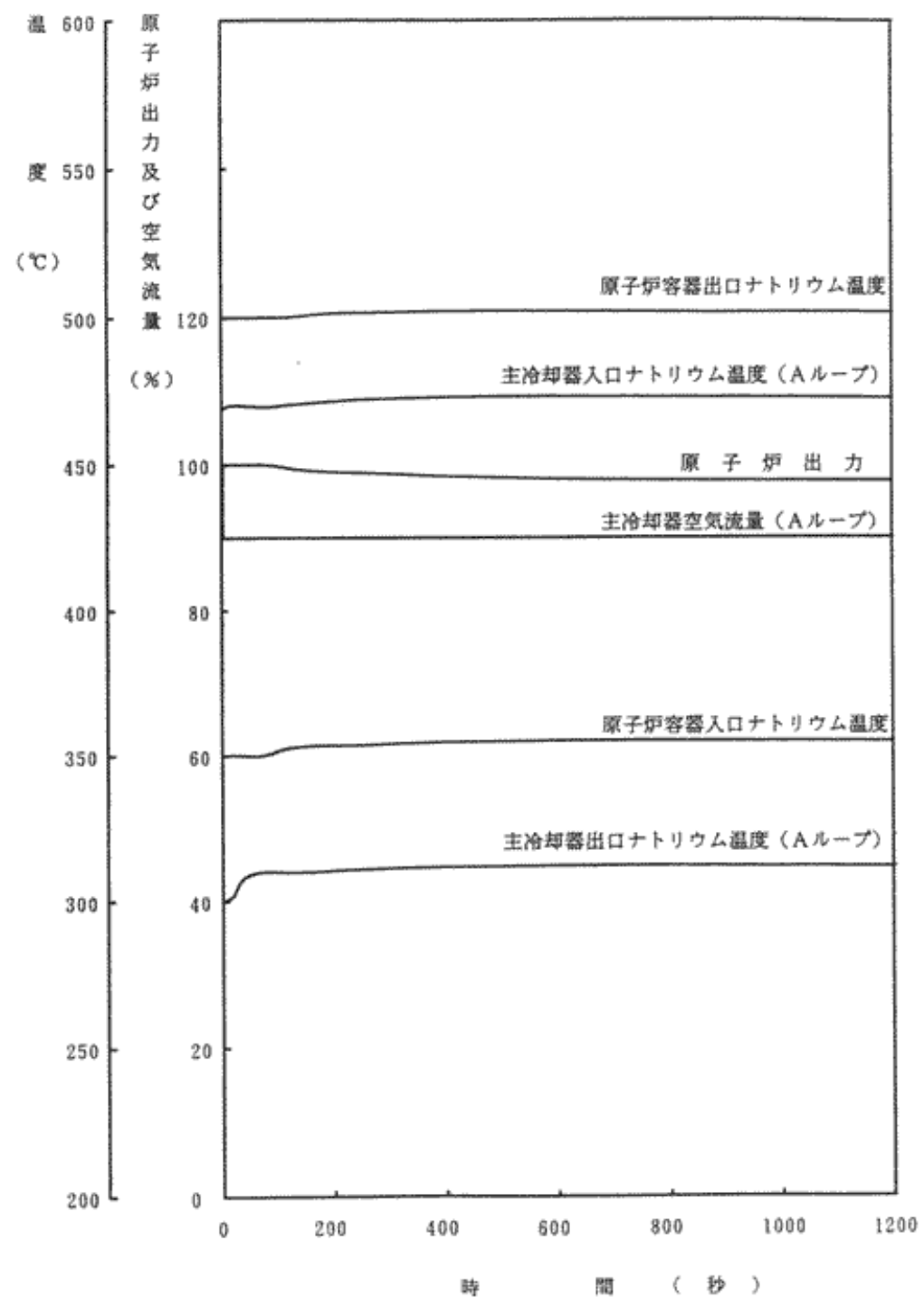


第 3.6.3 図 反応度-10¢のステップ変化に対する応答

(原子炉冷却材温度制御系: ON)

[熱出力: 100MW]

変更前

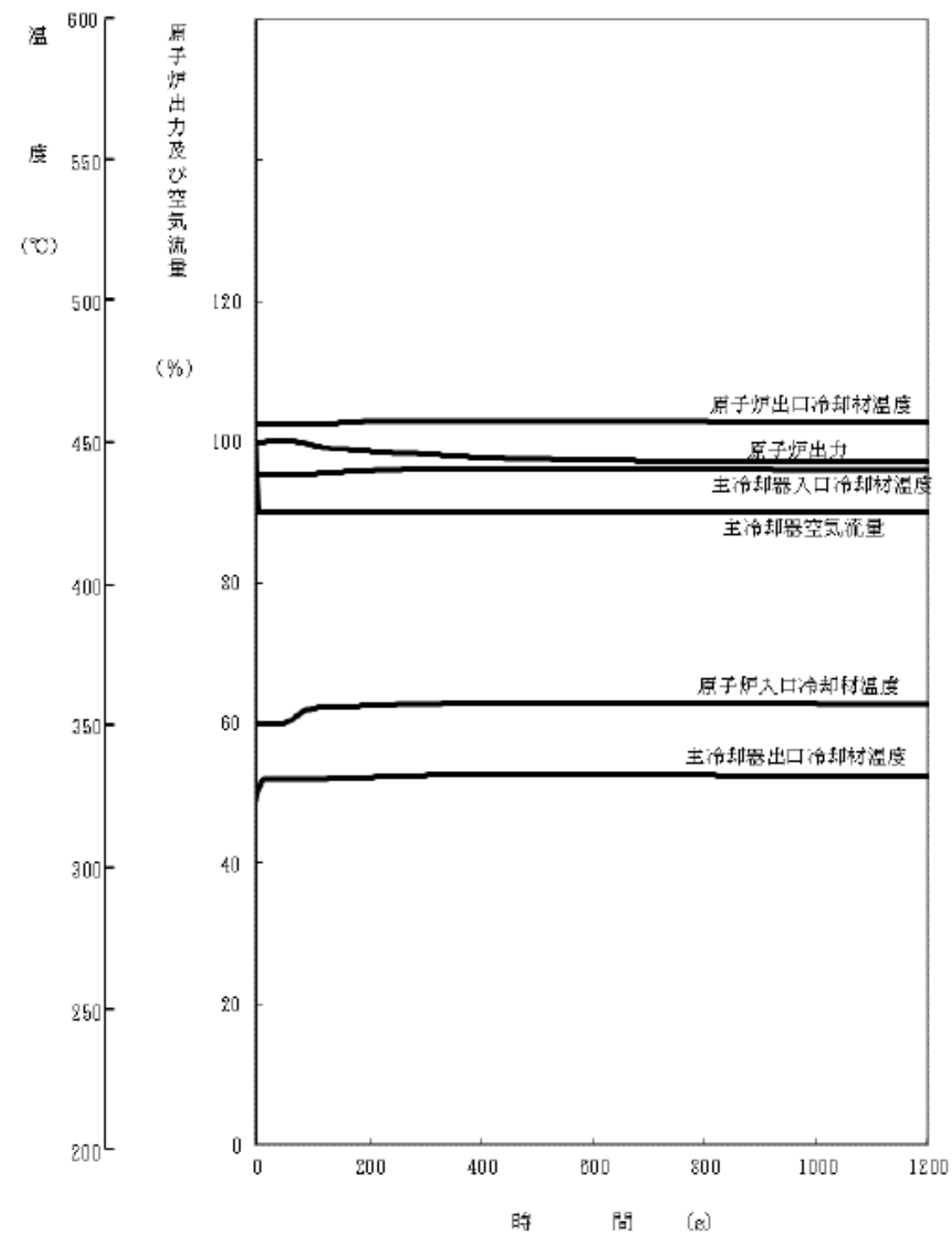


第 11.5.6 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答

(原子炉冷却材温度制御系 OFF)

[熱出力 140MW]

変更後



第 3.6.4 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答

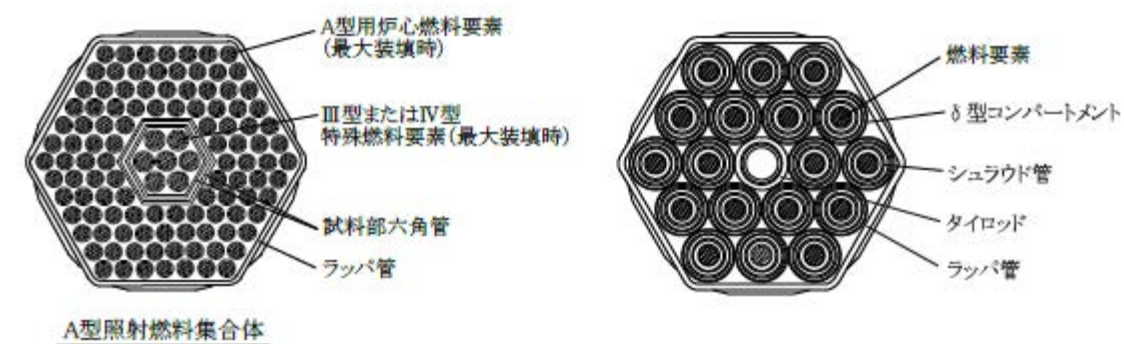
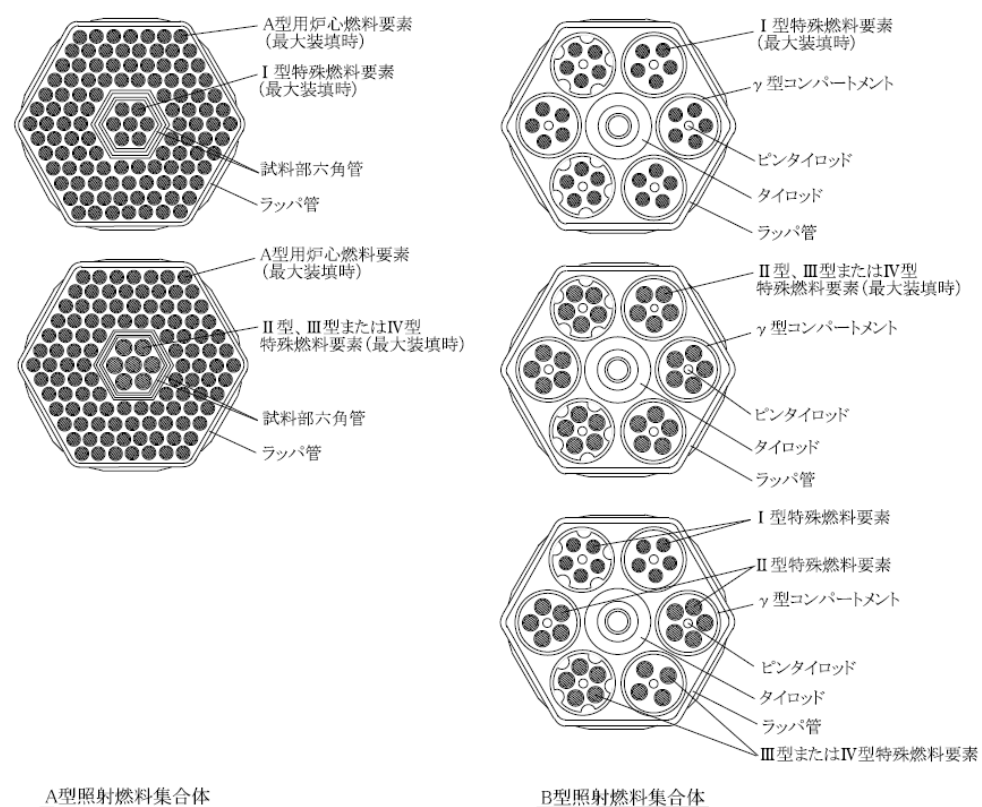
(原子炉冷却材温度制御系：OFF)

[熱出力：100MW]

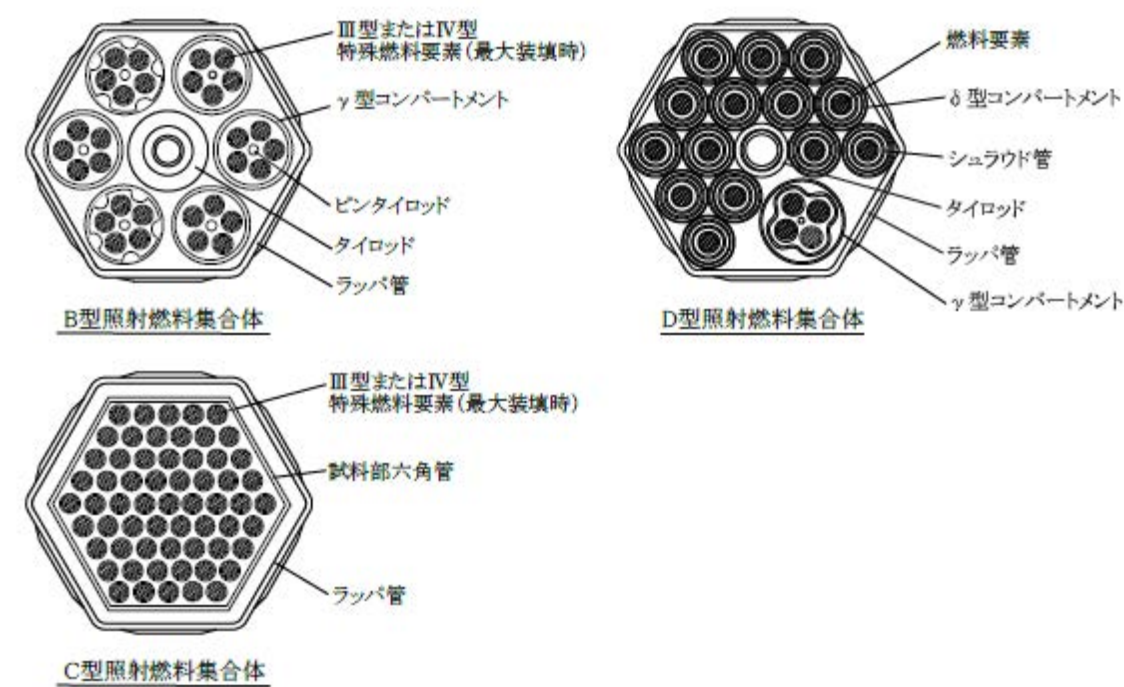
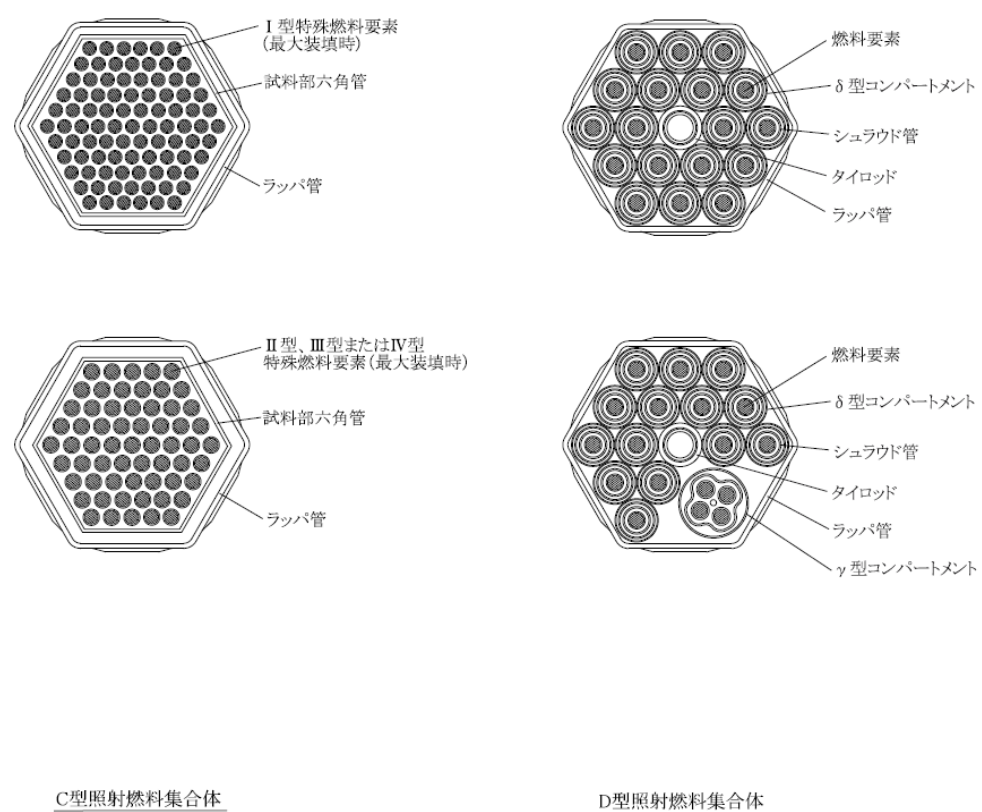
変更前	変更後
<p><u>第 3.2.1 図</u> 燃料要素 [炉心燃料集合体] (省略)</p> <p><u>第 3.2.15 図</u> 核特性測定用要素</p> <p><u>第 3.2.2 図</u> 炉心燃料集合体 (省略)</p> <p><u>第 3.2.3 図</u> 炉心燃料集合体の製造工程概略図</p> <p><u>第 3.2.12 図</u> SUS 316 の破断時の円周方向塑性歪 (省略)</p> <p><u>第 3.2.13 図</u> SUS 316 の線膨脹率</p>	<p><u>第 3.7.1 図</u> 炉心燃料要素 (変更なし)</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>第 3.7.2 図</u> 炉心燃料集合体 (変更なし)</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>第 3.7.3 図</u> SUS 316 の破断時の円周方向塑性歪 (変更なし)</p> <p><u>(削除)</u></p>

変更前

変更後



第 3.2.4 図 照射燃料集合体 (1 / 2) (参考用)

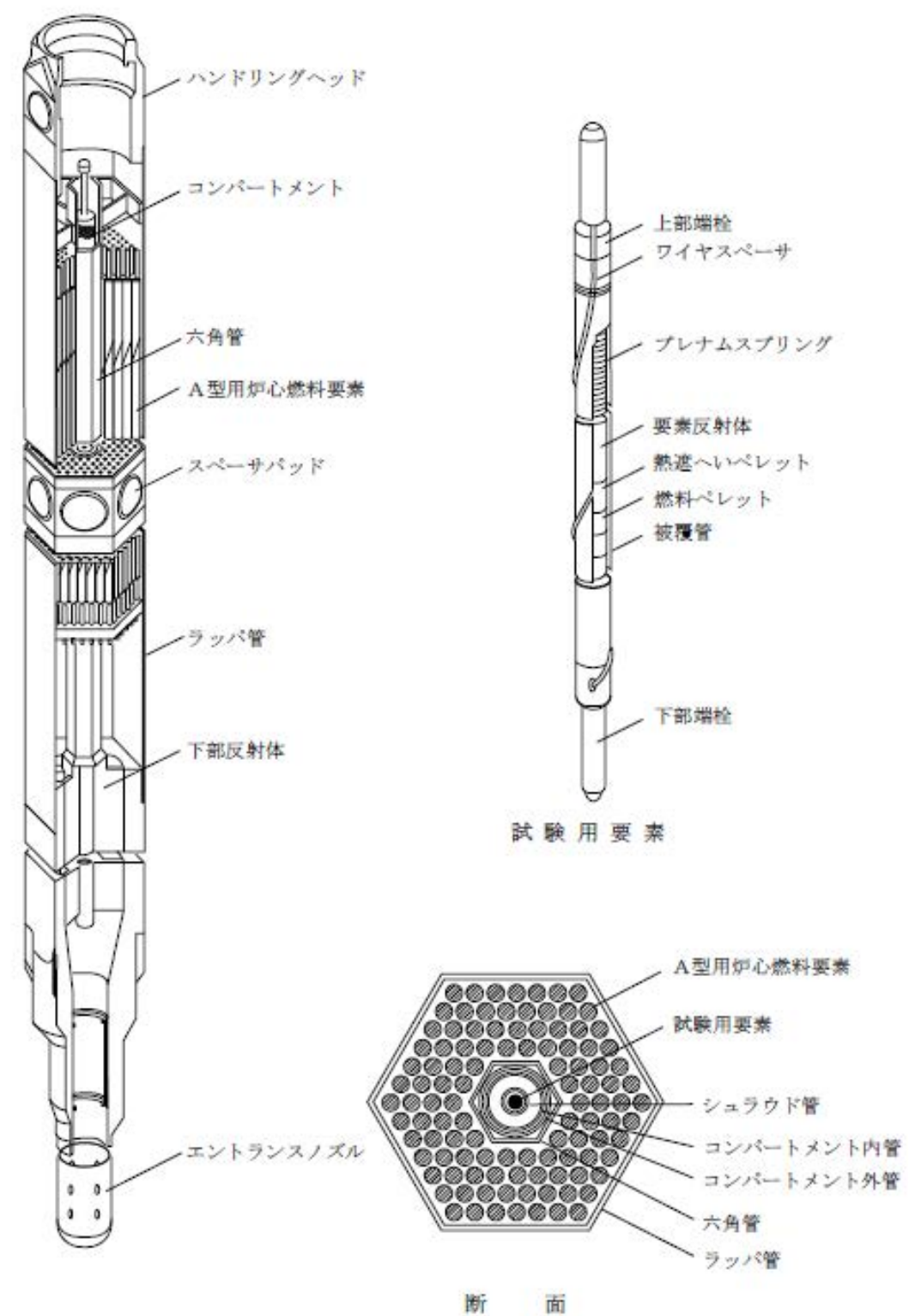
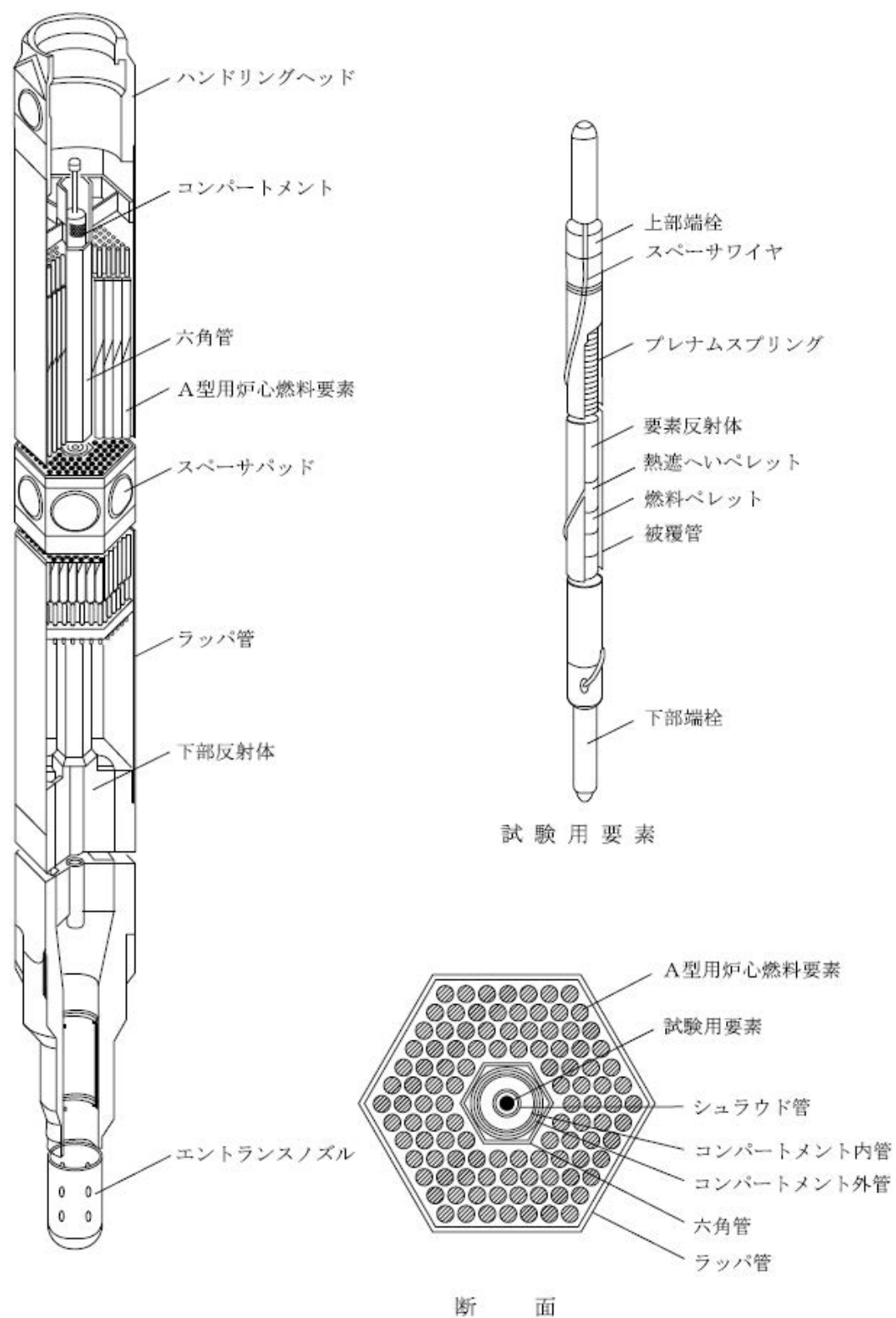


第 3.7.4 図 照射燃料集合体一断面図 (参考用)

第 3.2.4 図 照射燃料集合体 (2 / 2) (参考用)

変更前

変更後

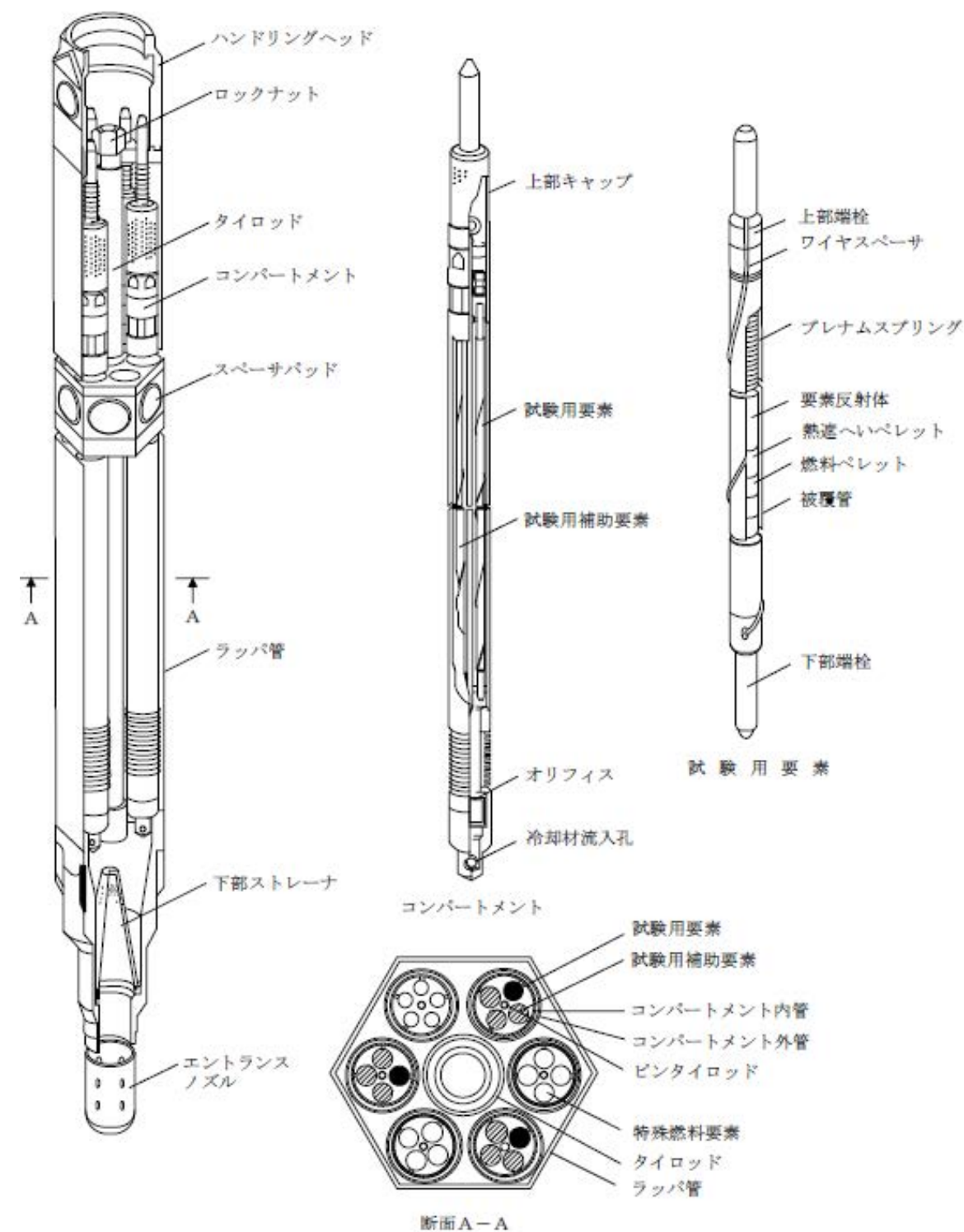
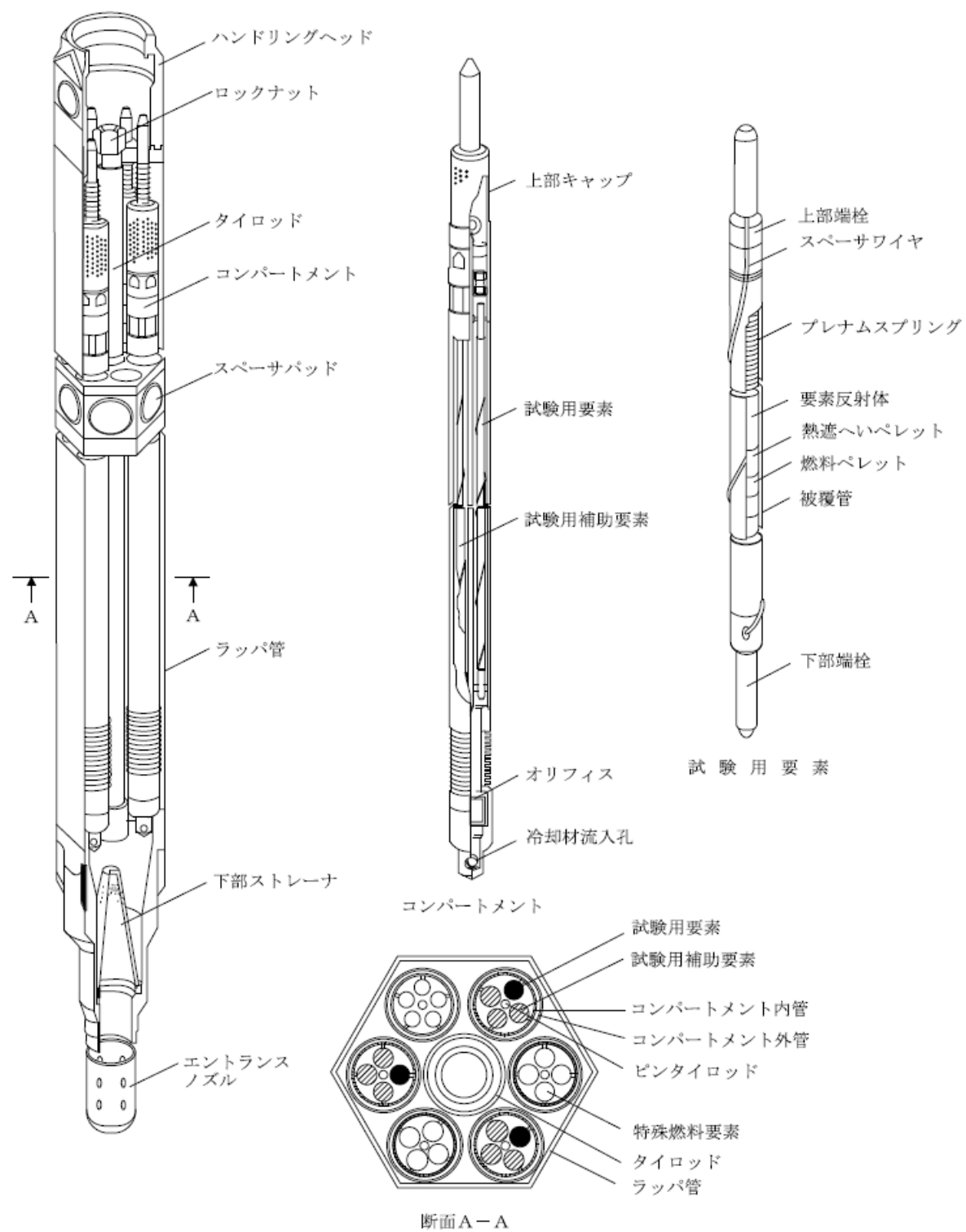


第 3.2.6 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用

第 3.7.5 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

変更前

変更後



第 3.2.7 図 B 型照射燃料集合体—限界照射試験用

第 3.7.6 図 B 型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

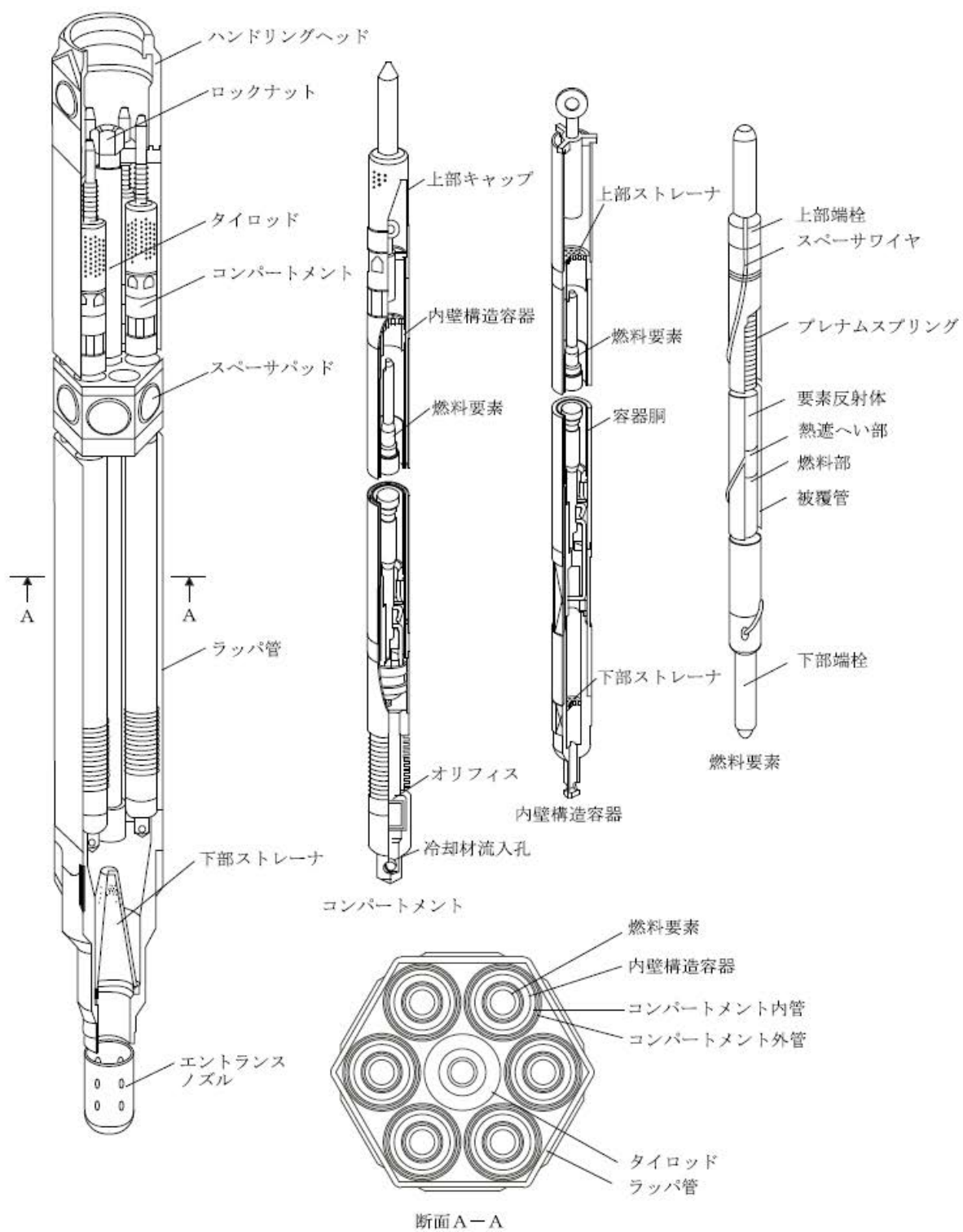
第 3.2.8 図 B 型照射燃料集合体—高線出力試験用

第 3.2.9 図 B 型照射燃料集合体—FFDL 試験用

(削除)

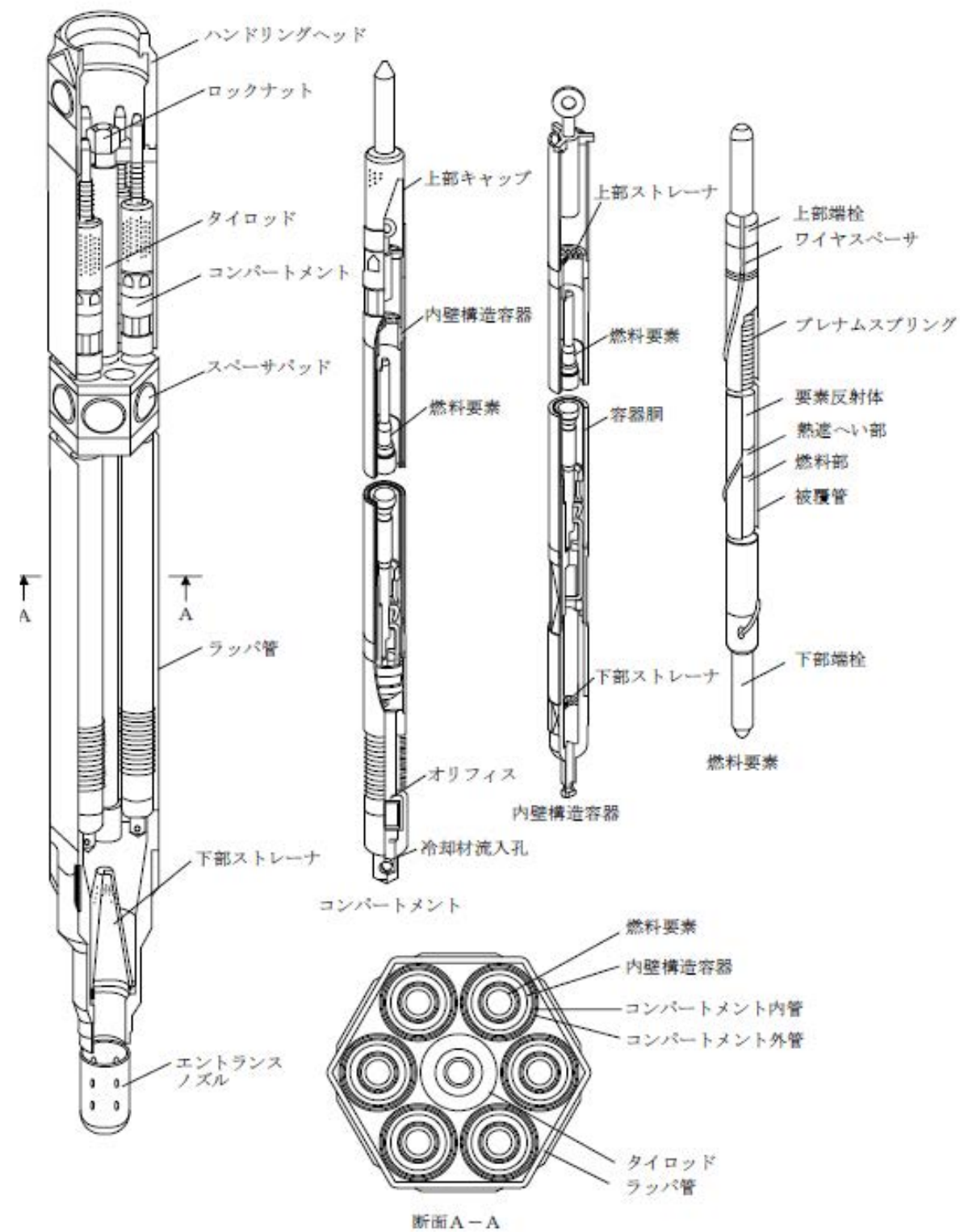
(削除)

変更前



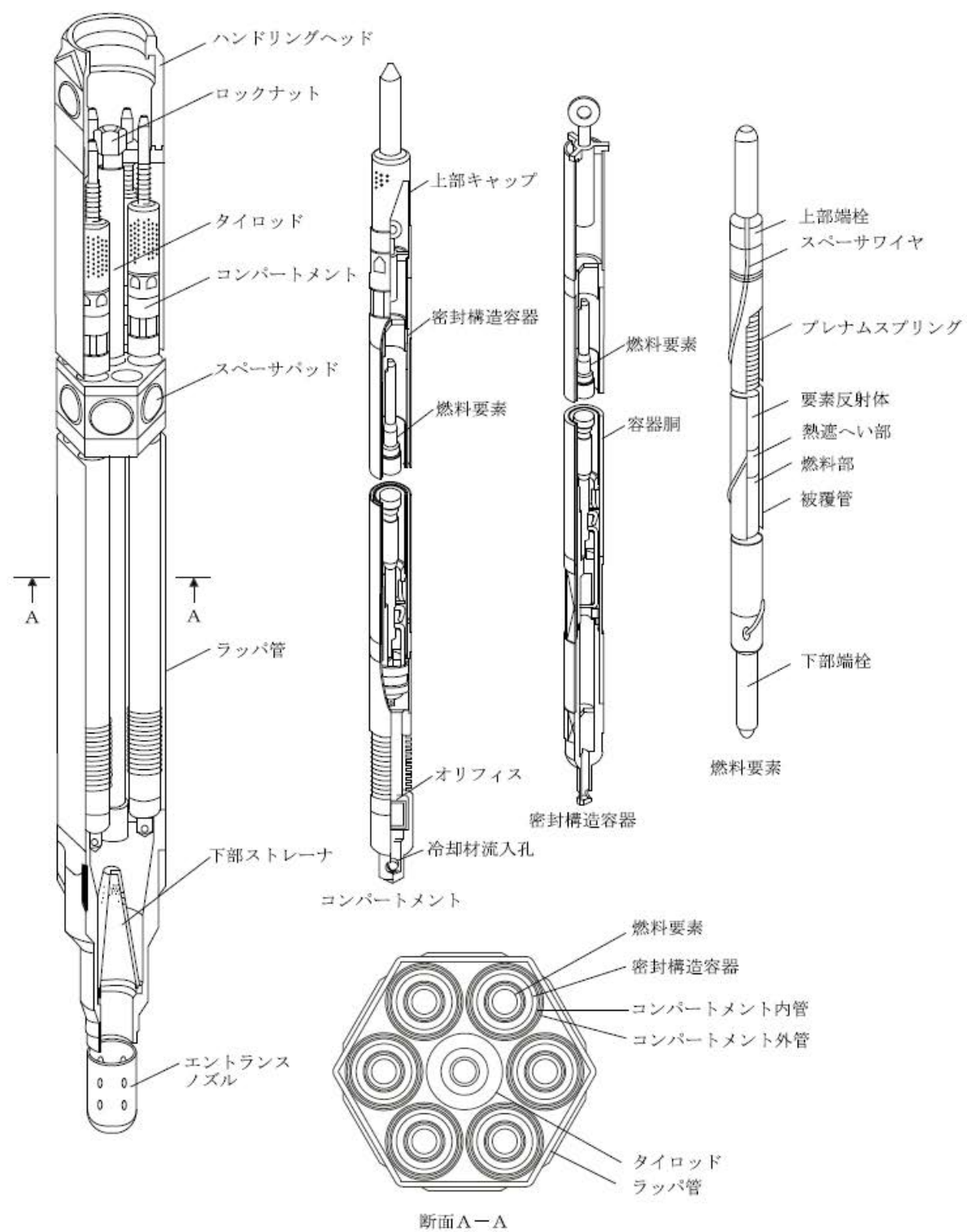
第 3.2.10 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

変更後



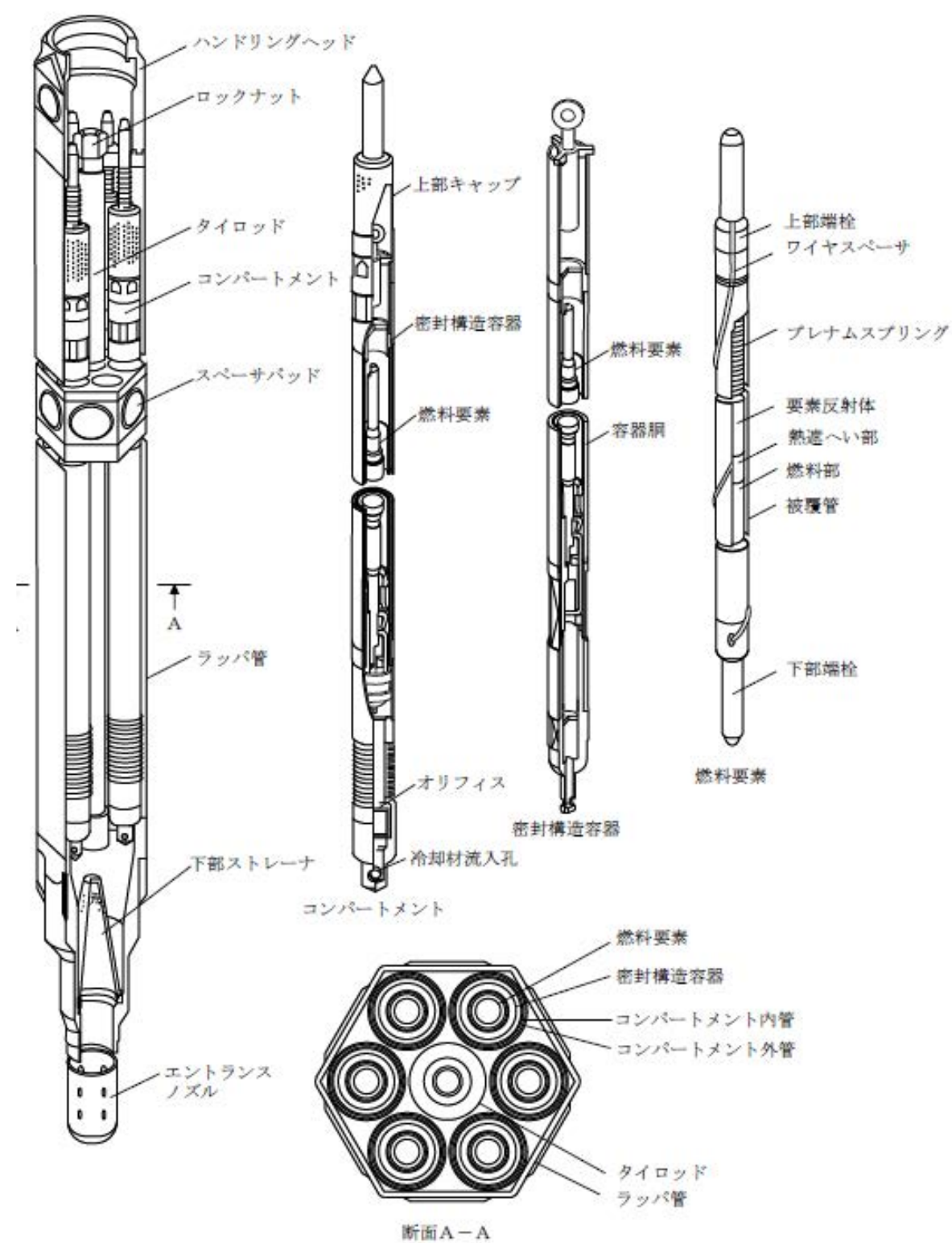
第 3.7.7 図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

変更前



第 3. 2. 11 図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

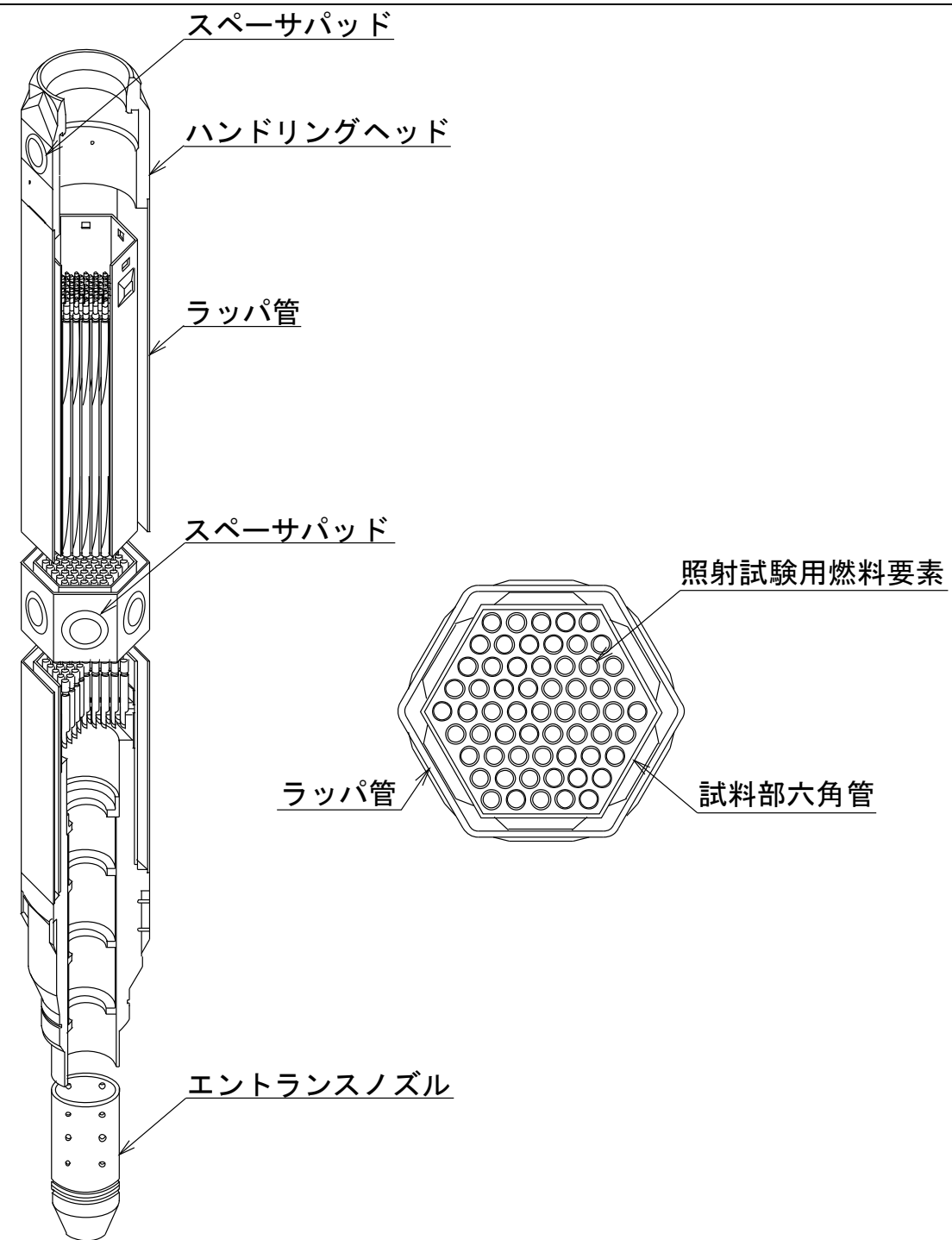
変更後



第 3. 7. 8 図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)

変更前

変更後



第 3.7.9 図 C型照射燃料集合体 (参考用)

(なし)

第 3.2.5 図 計測線付 C 型照射燃料集合体
(省略)

第 3.2.14 図 高線出力試験用要素の半径方向温度分布

第 3.7.10 図 計測線付 C 型照射燃料集合体 (参考用)
(変更なし)

(削除)

変更前

変更後

(なし)

第 3.3.1 図 内側反射体

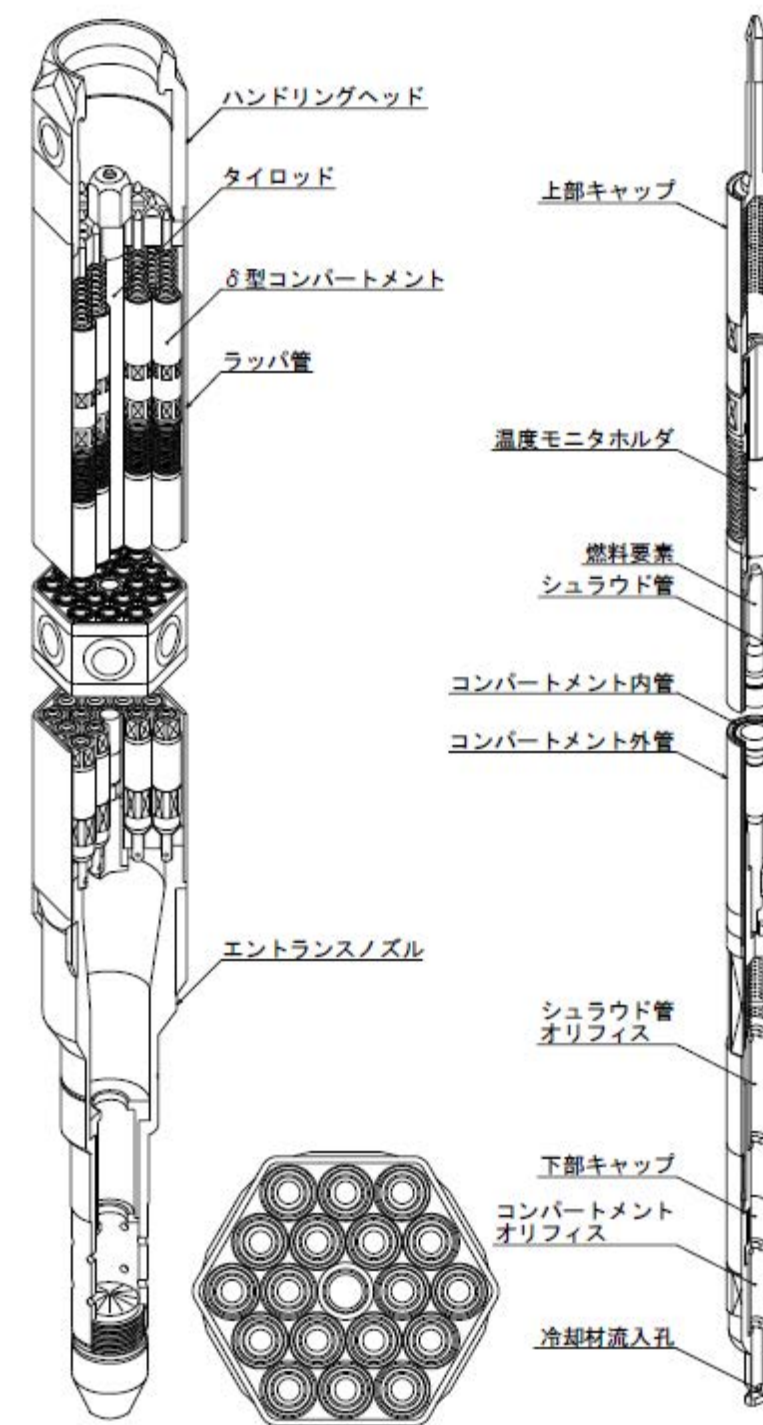
(省略)

第 3.3.2 図 外側反射体 (A)

(省略)

第 3.3.3 図 遮へい集合体

(省略)



第 3.7.11 図 D型照射燃料集合体-δ型コンパートメント最大装填型 (参考用)

第 3.8.1 図 内側反射体

(変更なし)

第 3.8.2 図 外側反射体 (A)

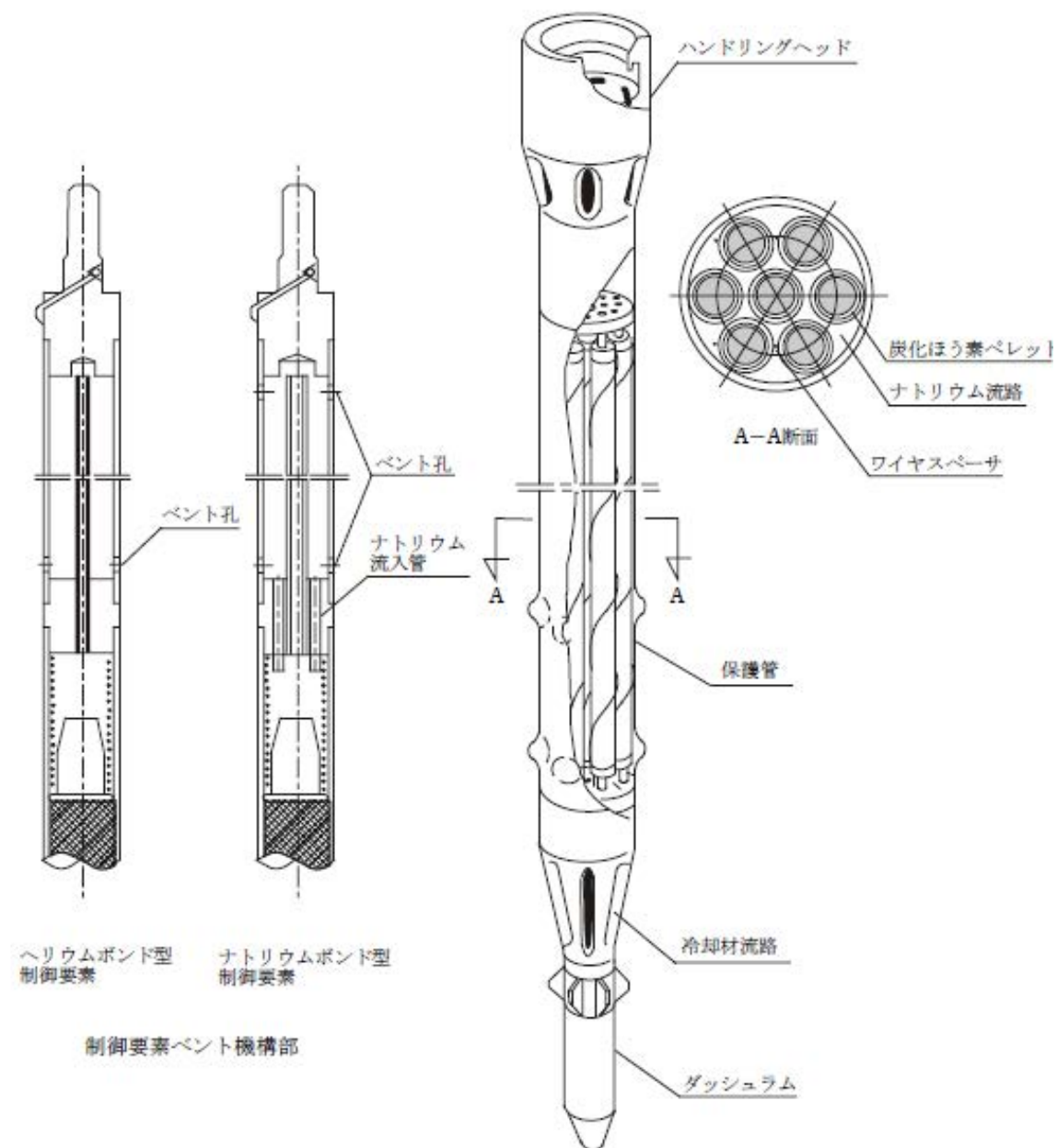
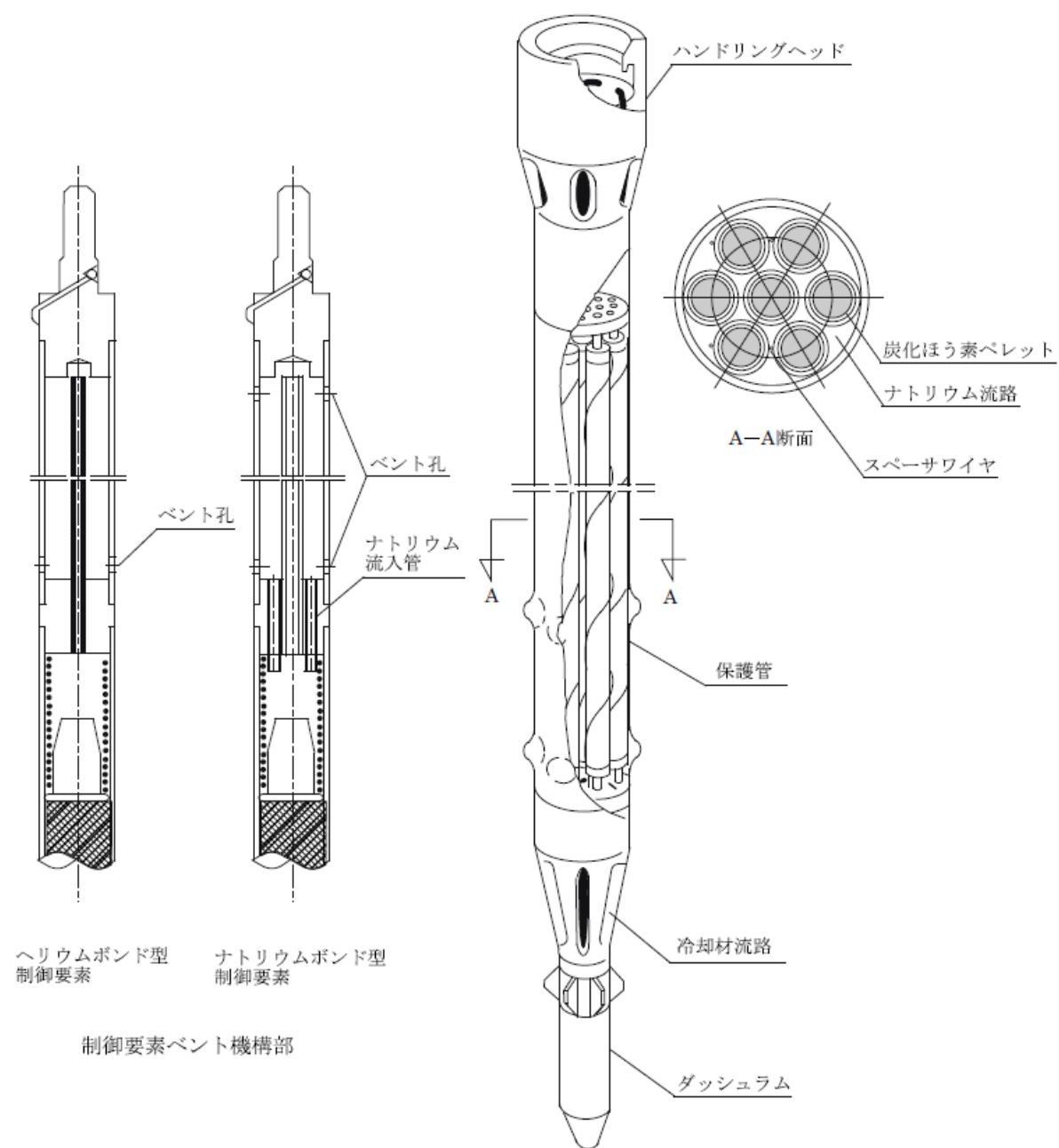
(変更なし)

第 3.8.3 図 遮へい集合体

(変更なし)

変更前

変更後

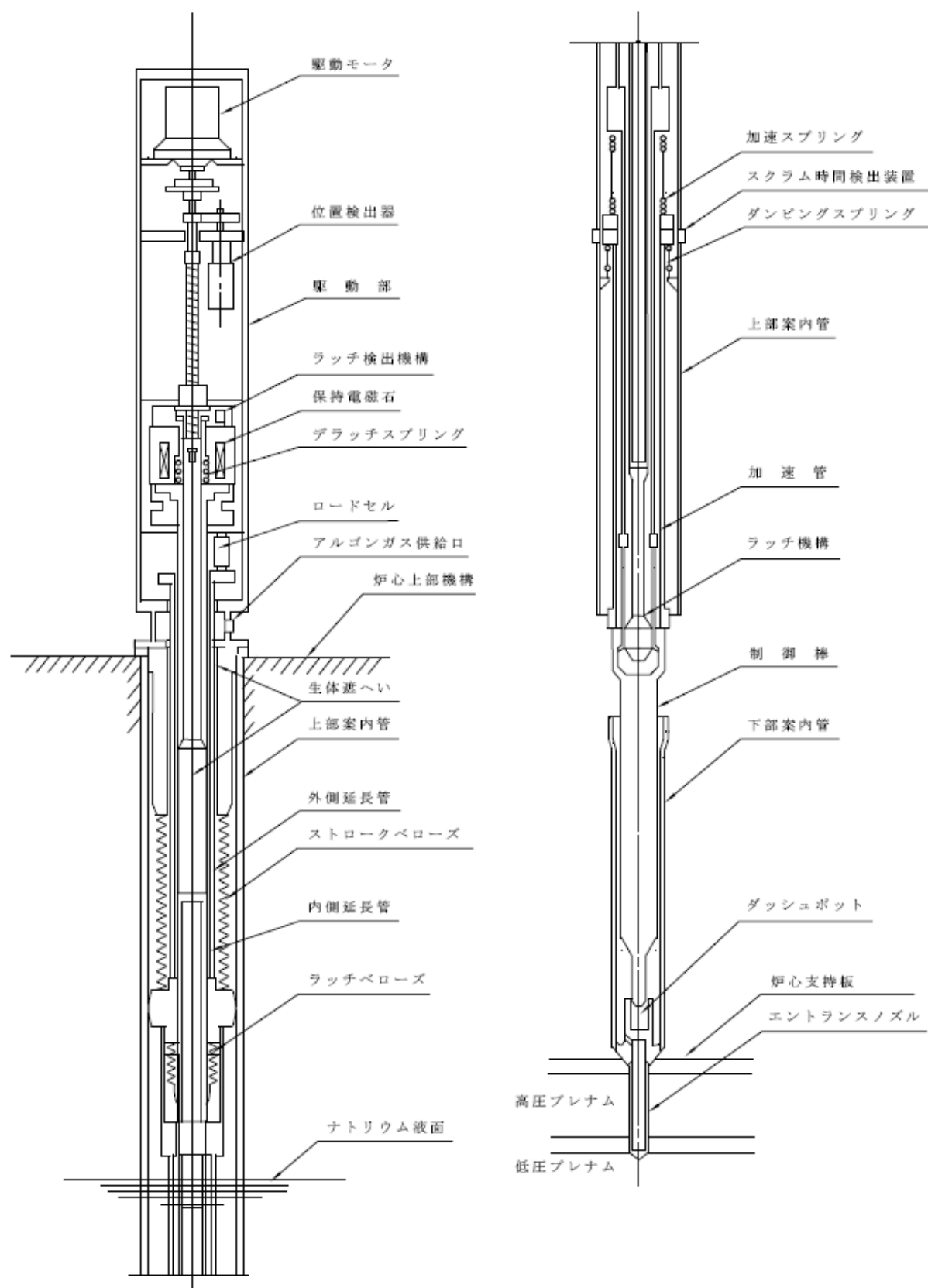


第3.4.1図 制御棒

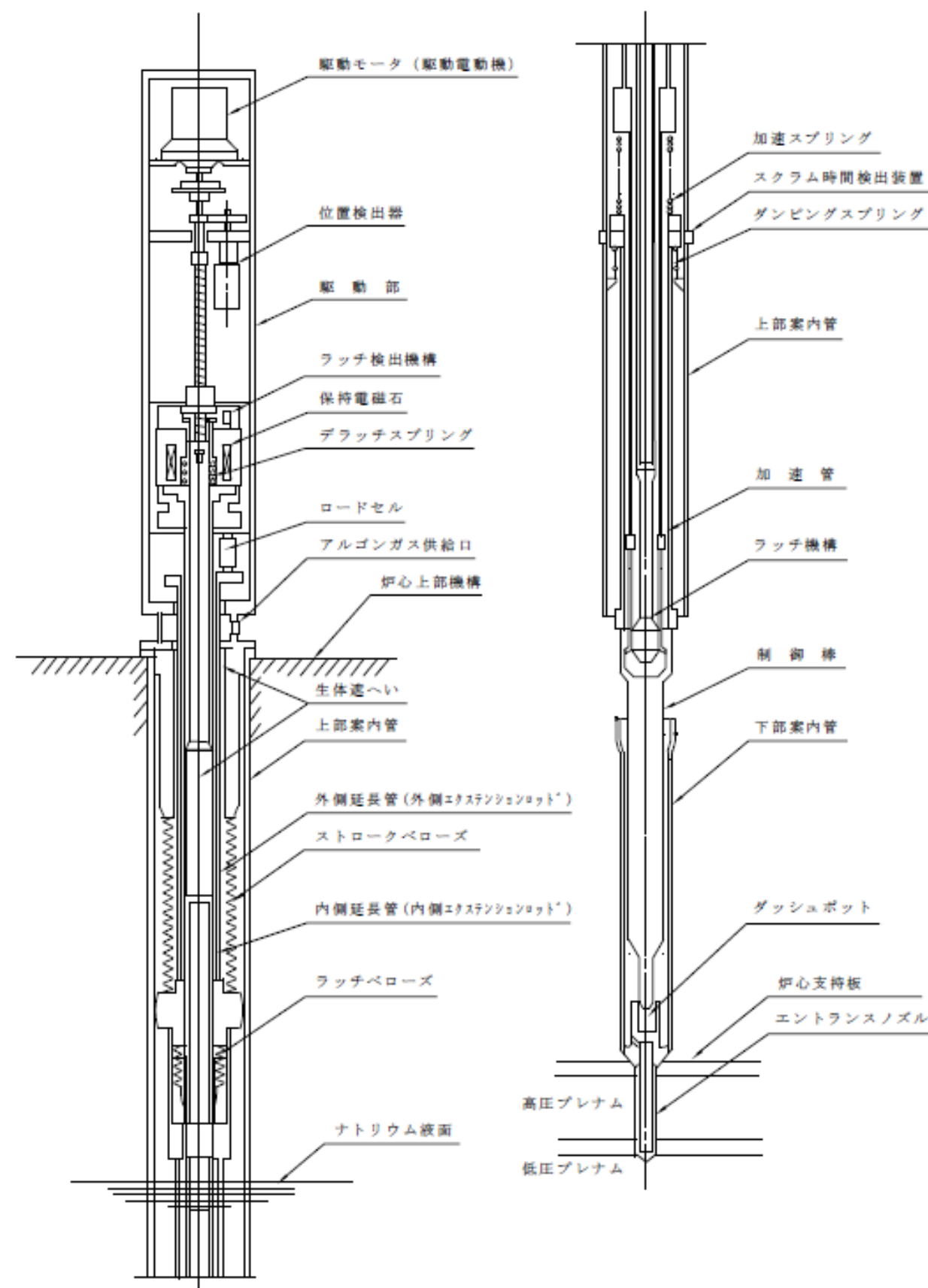
第3.9.1図 制御棒

変更前

変更後



第 3.4.2 図 制御棒駆動機構

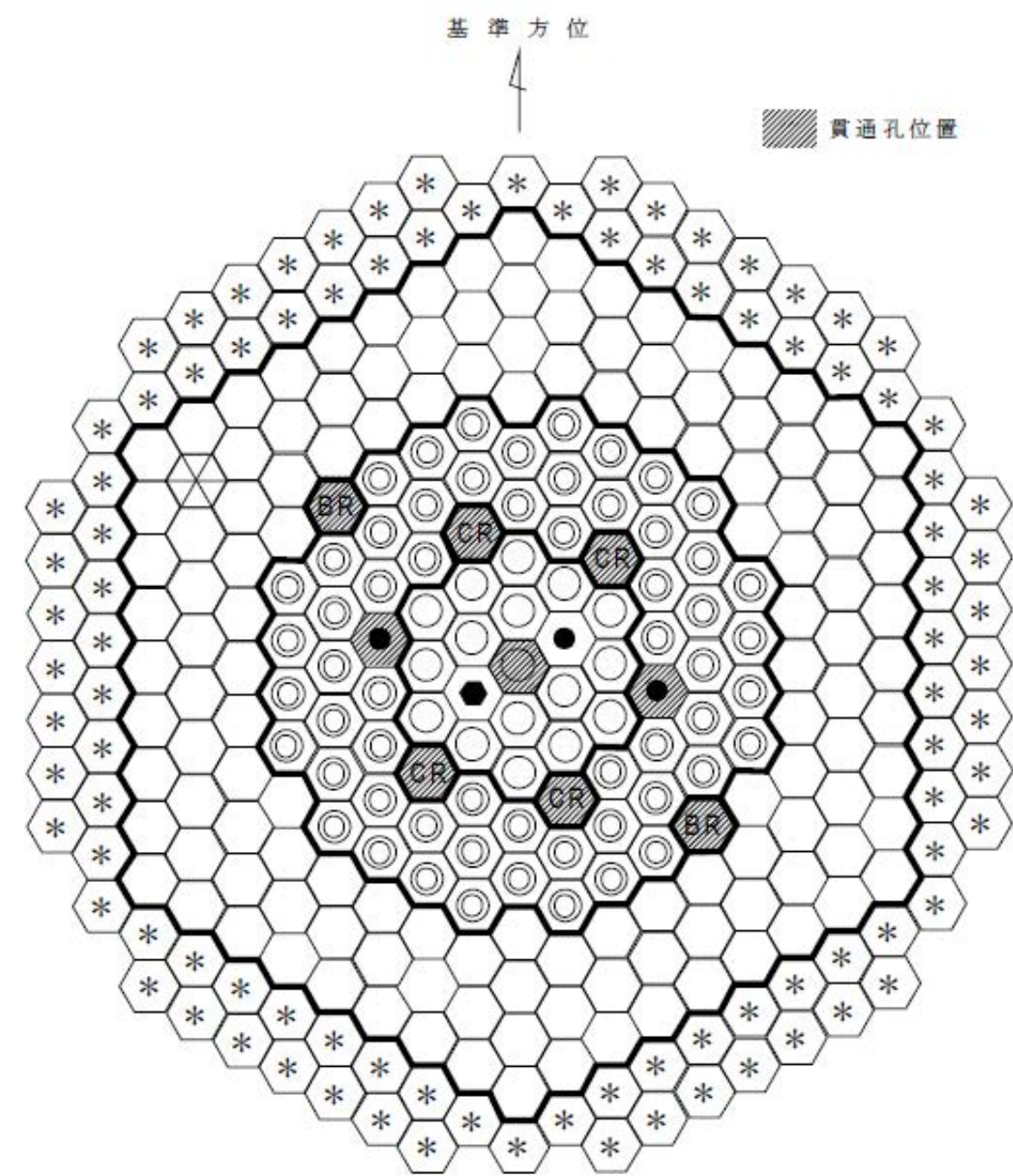
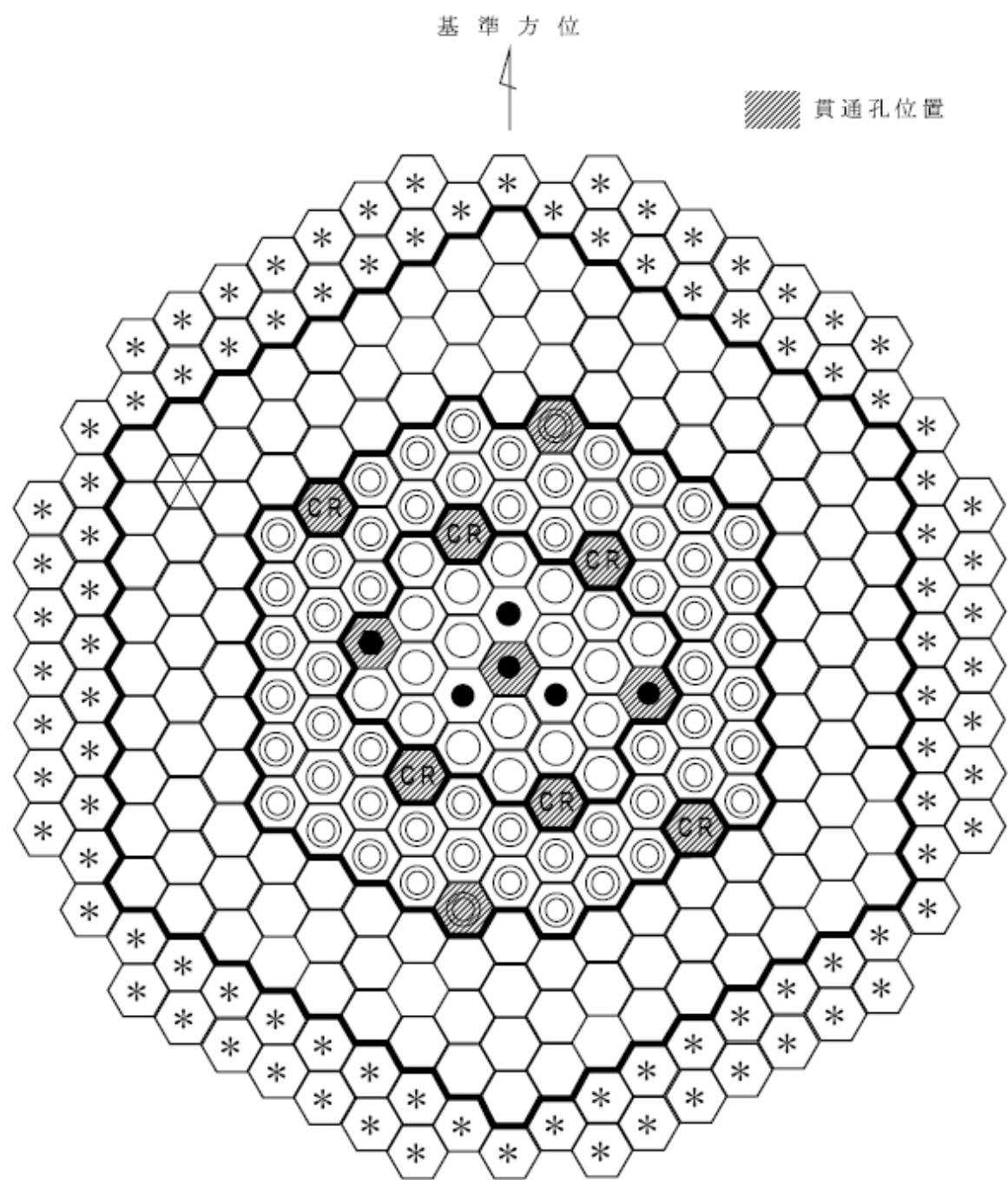


第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

変更前	変更後
<p>第 3.5.1 図 炉心構造物 (省略)</p> <p>第 3.6.1 図 炉容器 (省略)</p> <p>第 3.8.1 図 回転プラグ (省略)</p> <p>第 3.7.1 図 炉心上部機構 (省略)</p>	<p>第 3.10.1 図 炉心構造物 (変更なし)</p> <p>第 3.11.1 図 原子炉容器 (変更なし)</p> <p>第 3.12.1 図 回転プラグ (変更なし)</p> <p>第 3.12.2 図 炉心上部機構 (変更なし)</p>

変更前

変更後



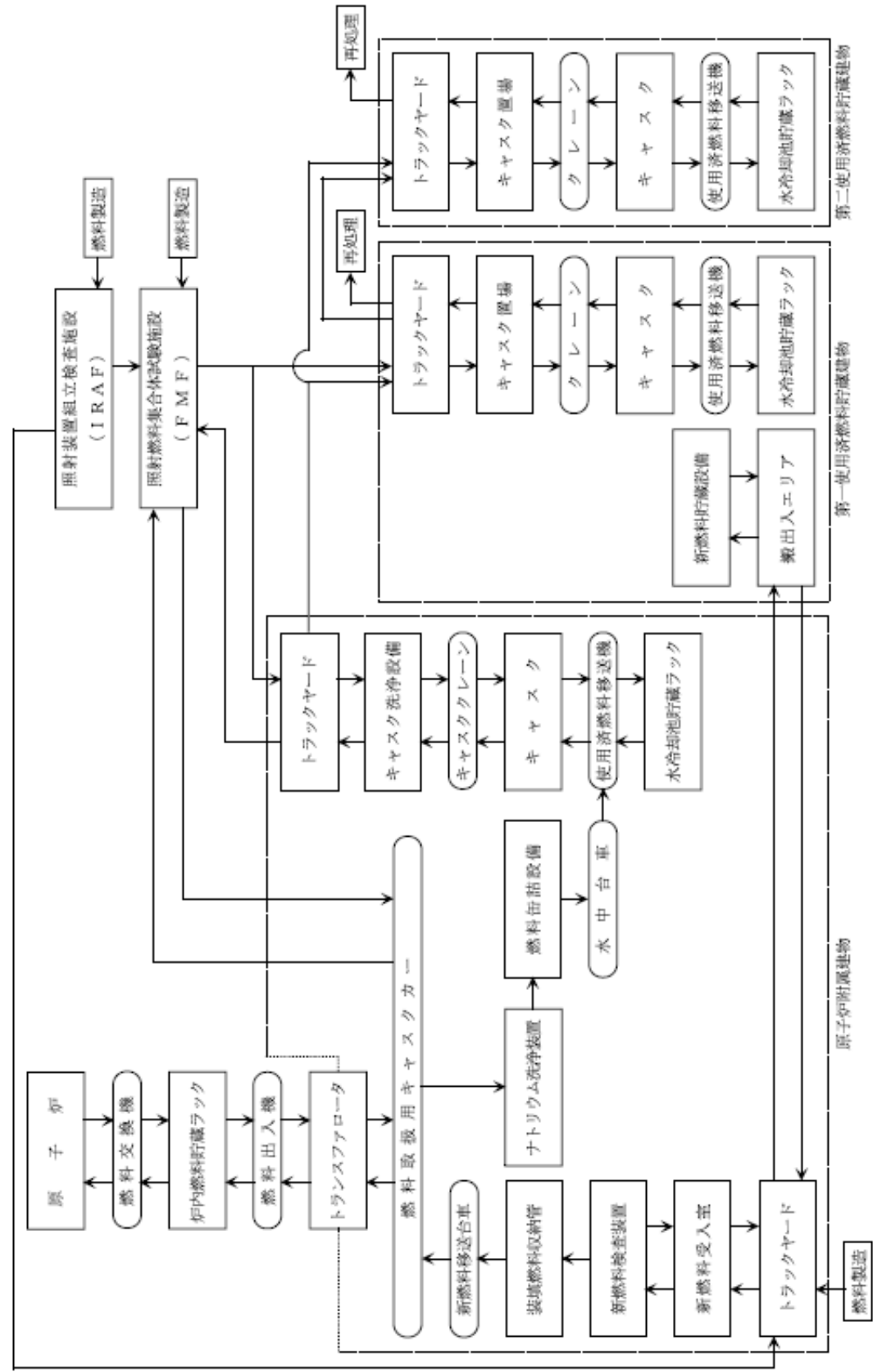
- | | | |
|---------|----------|----------|
| 内側燃料集合体 | 中性子源 | 照射燃料集合体 |
| 外側燃料集合体 | 反射体 | 材料照射用反射体 |
| CR 制御棒 | * 遮へい集合体 | |

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

第3.7.2図 貫通孔位置

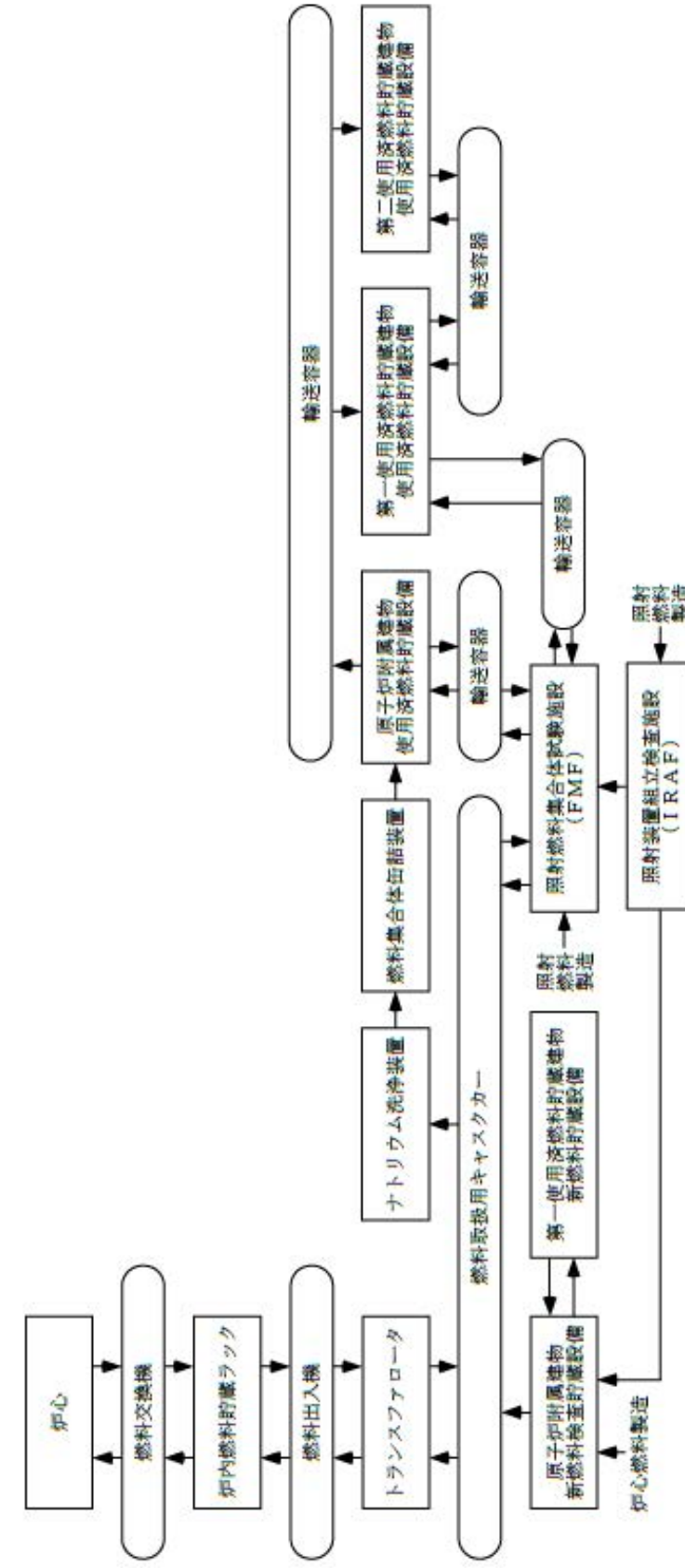
第3.12.3図 貫通孔位置

変更前



第 4.3.1 図 燃料受入貯蔵設備取扱経路図

変更後



第 4.1 図 燃料集合体等の主な取扱経路

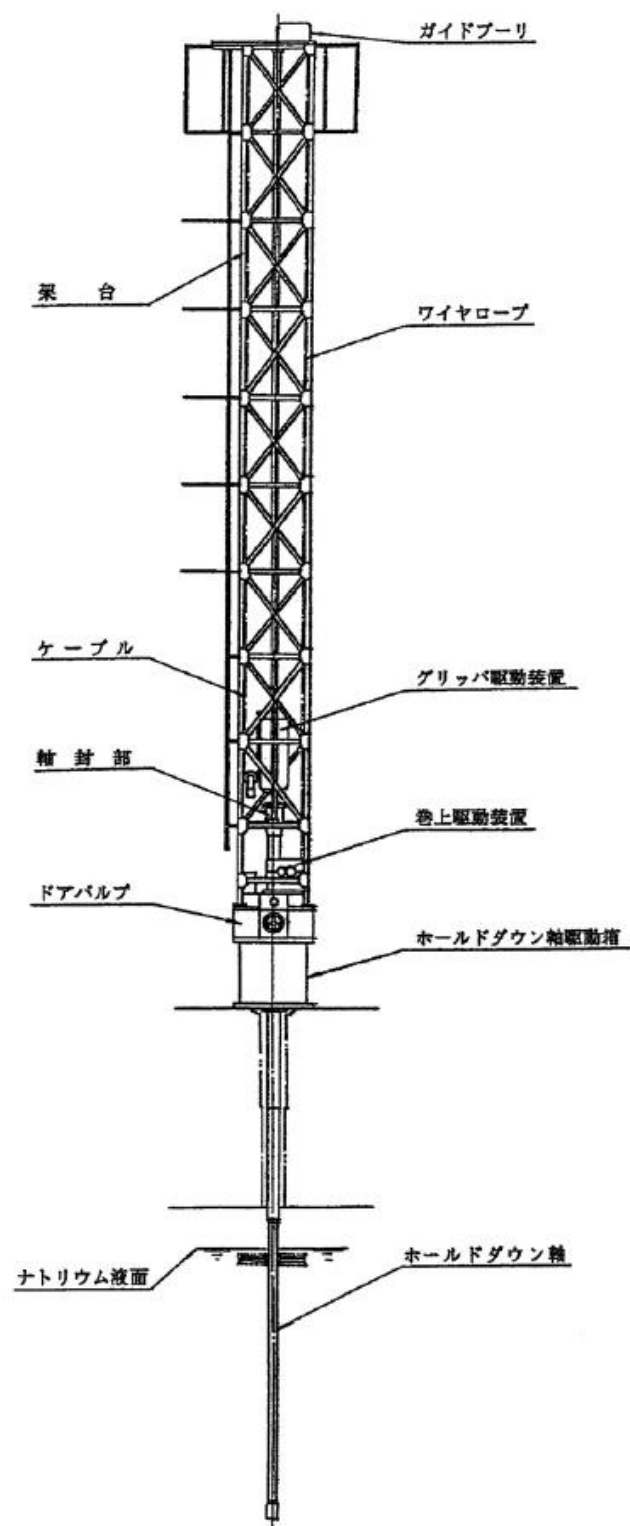
変更前

第 4.2.4 図 燃料受入貯蔵設備配置図

(省略)

第 4.2.5 図 燃料受入貯蔵設備縦断面図

(省略)



第 4.2.1 図 燃料交換機

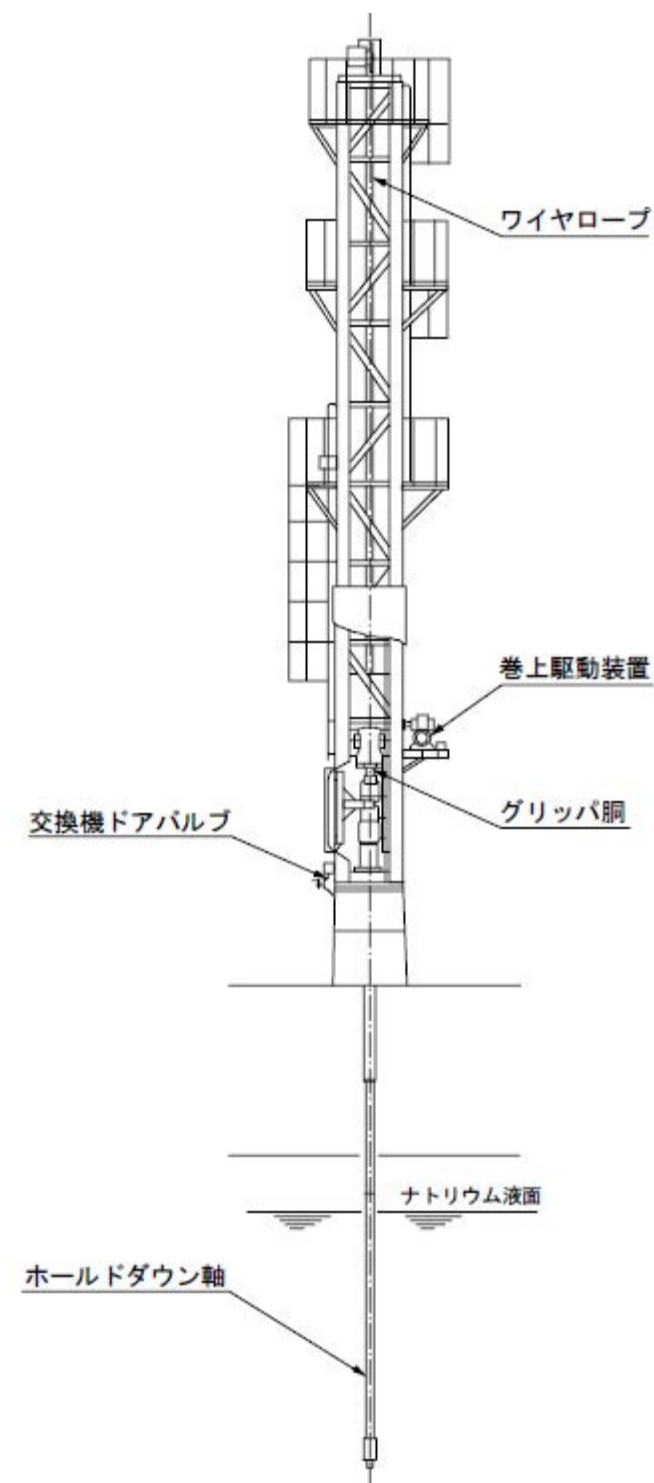
変更後

第 4.2 図 (1/2) 核燃料物質取扱設備の配置

(変更なし)

第 4.2 図 (2/2) 核燃料物質取扱設備の配置

(変更なし)



第 4.3 図 燃料交換機

変更前

第 4.2.2 図 燃料出入機

(省略)

第 4.2.3 図 トランスファロータ

(省略)

(なし)

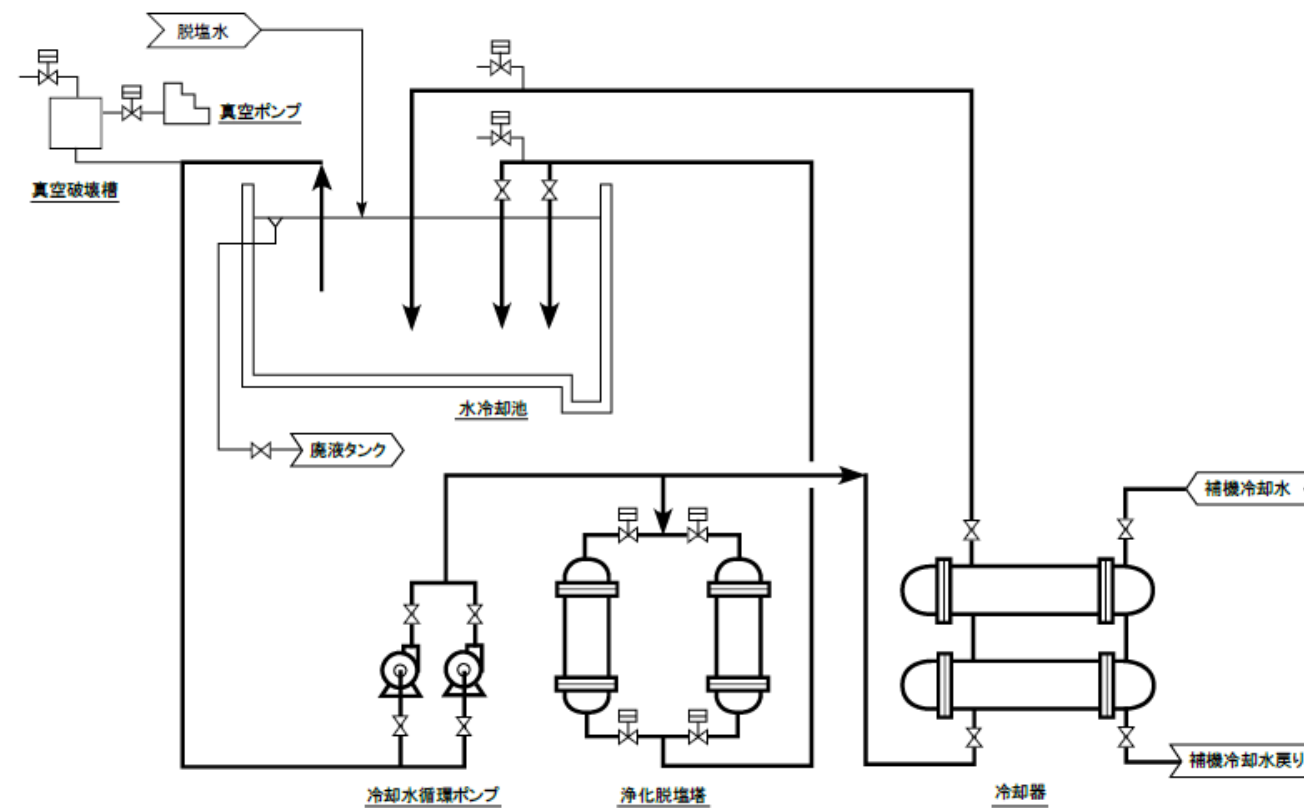
変更後

第 4.4 図 燃料出入機

(変更なし)

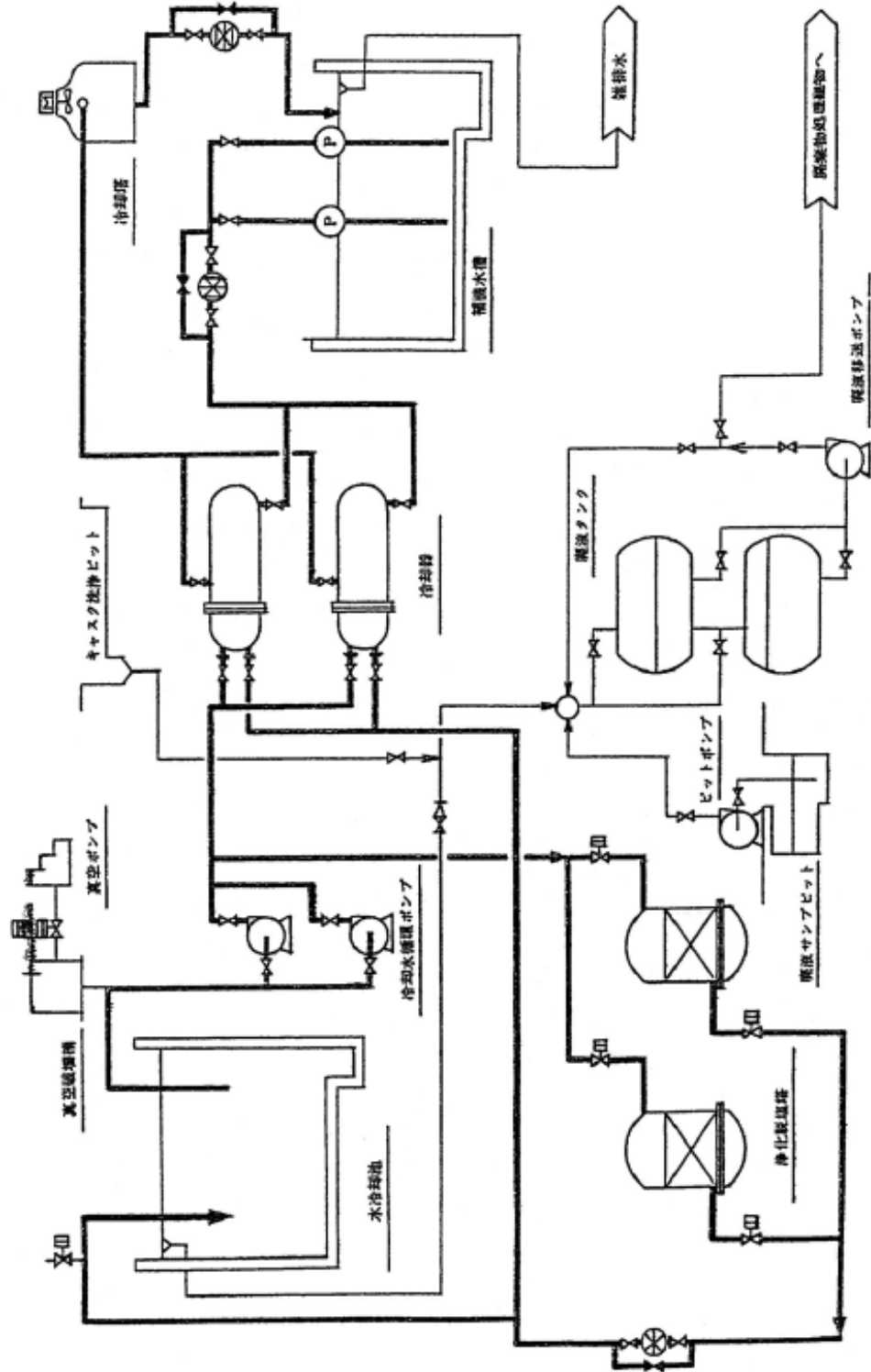
第 4.5 図 トランスファロータ

(変更なし)



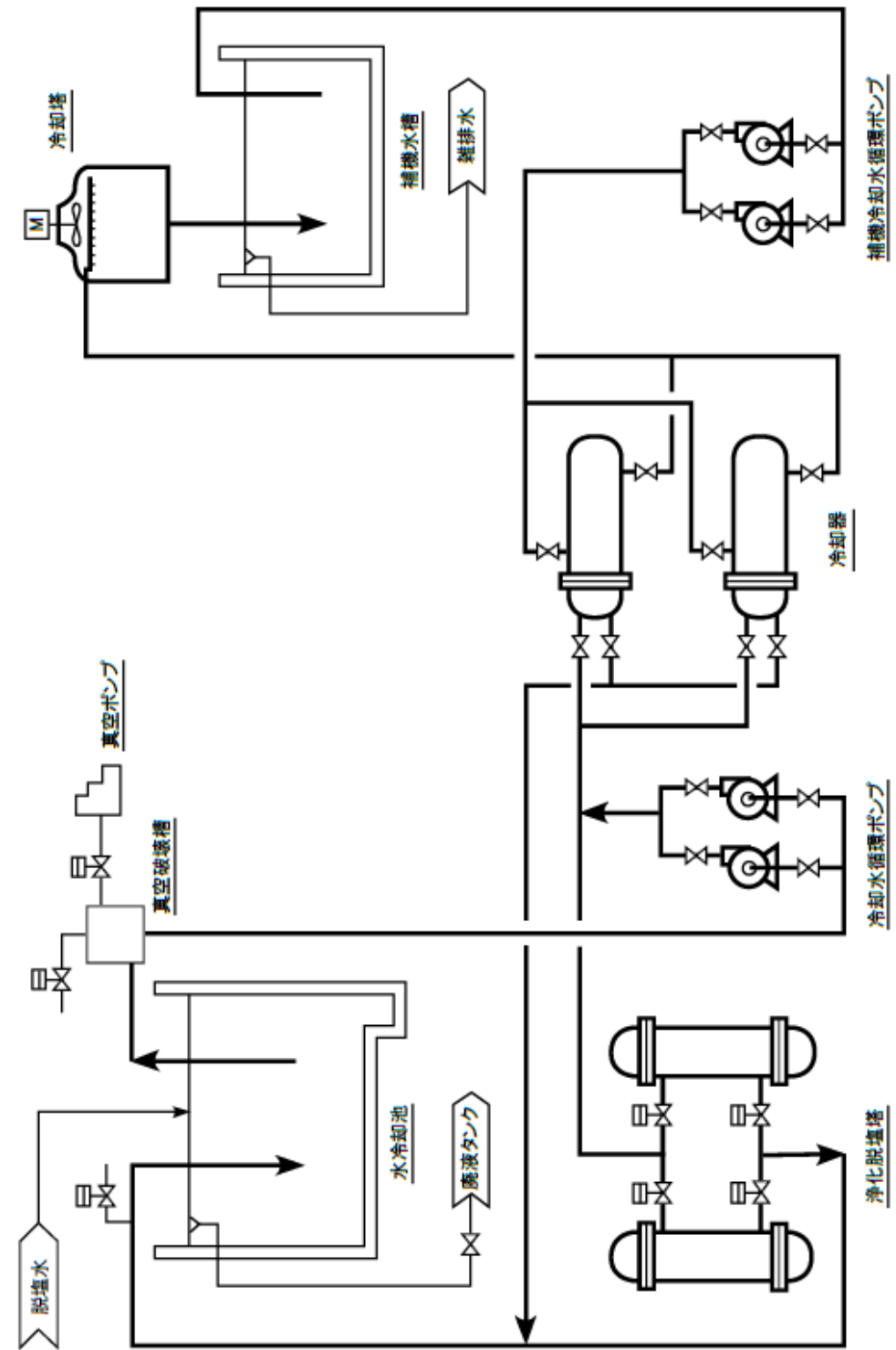
第 4.6 図 原子炉附属建物水冷却浄化設備系統図

変更前



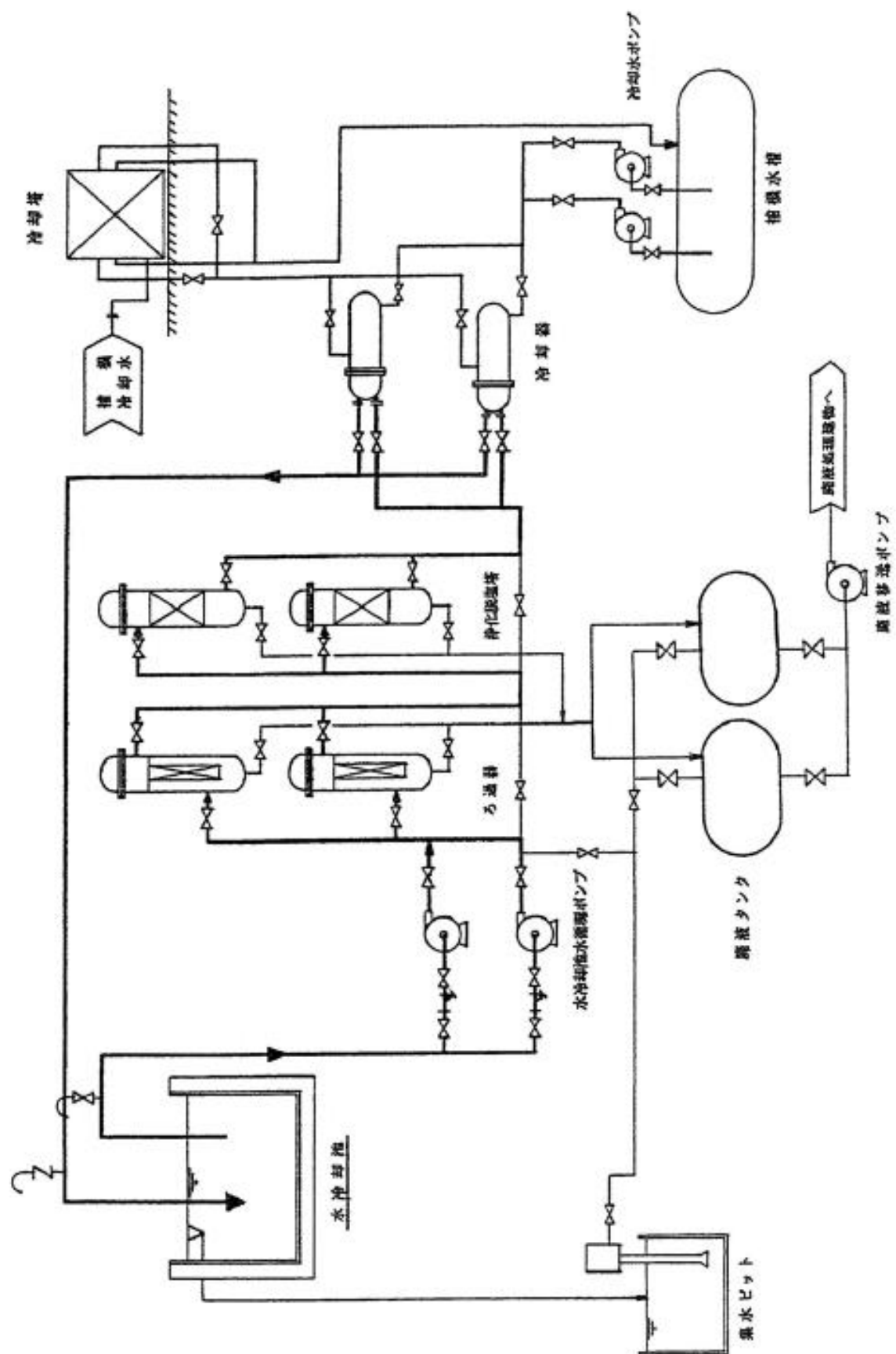
第 7.2.5 図 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

変更後



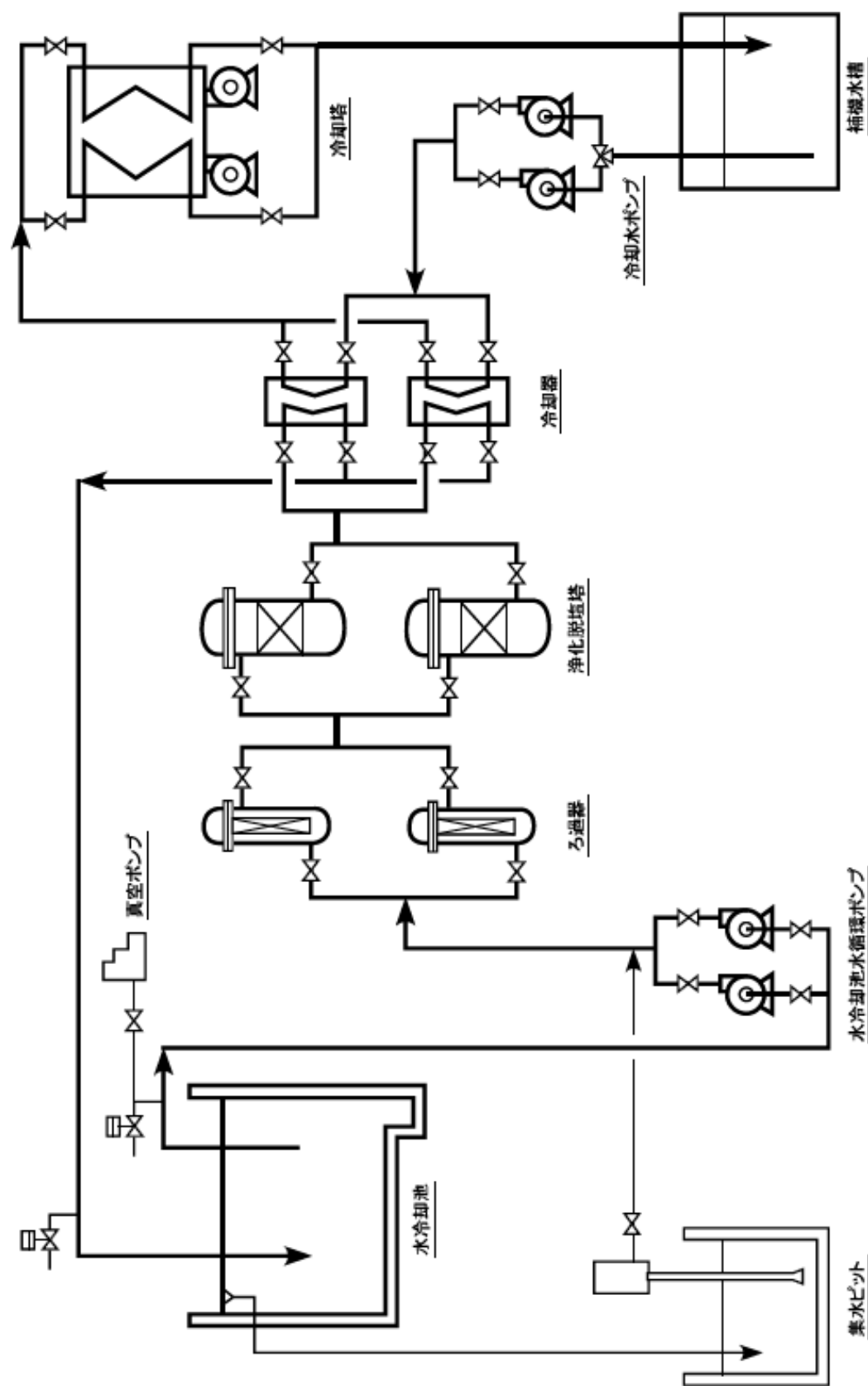
第 4.7 図 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

変更前



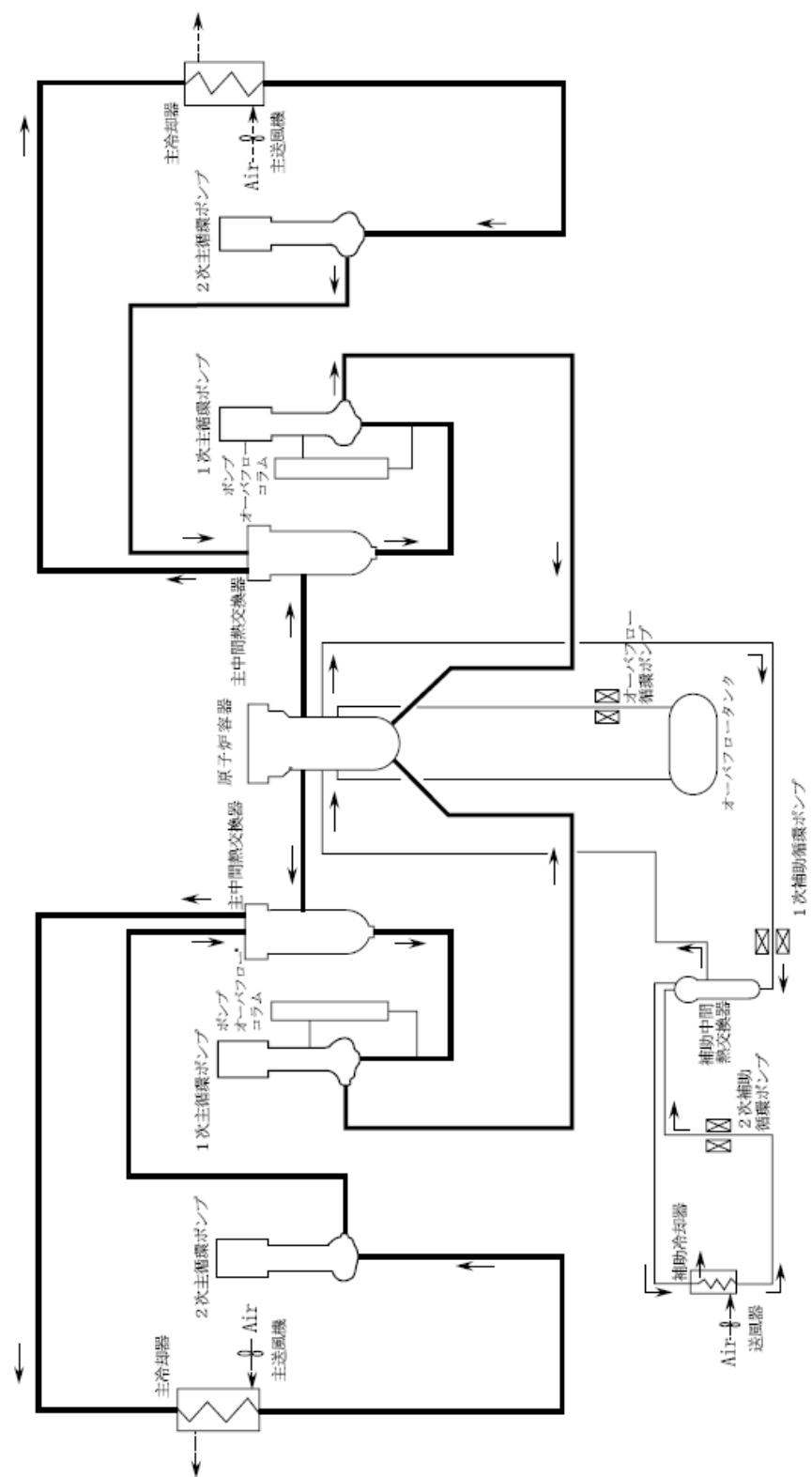
第 7.2.6 図 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

変更後



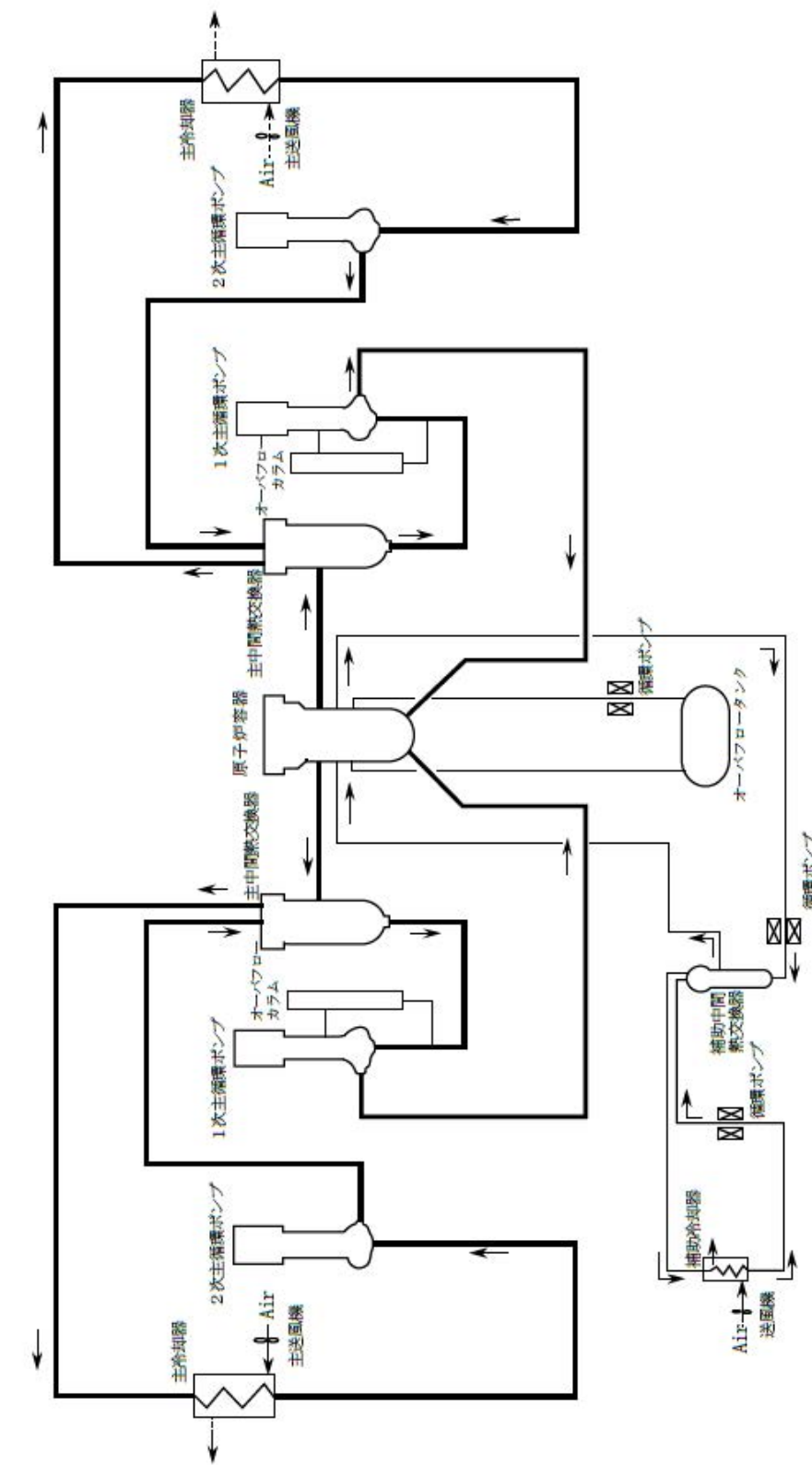
第 4.8 図 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

変更前



第 5.2.1 図 冷却系設備系統説明図

変更後

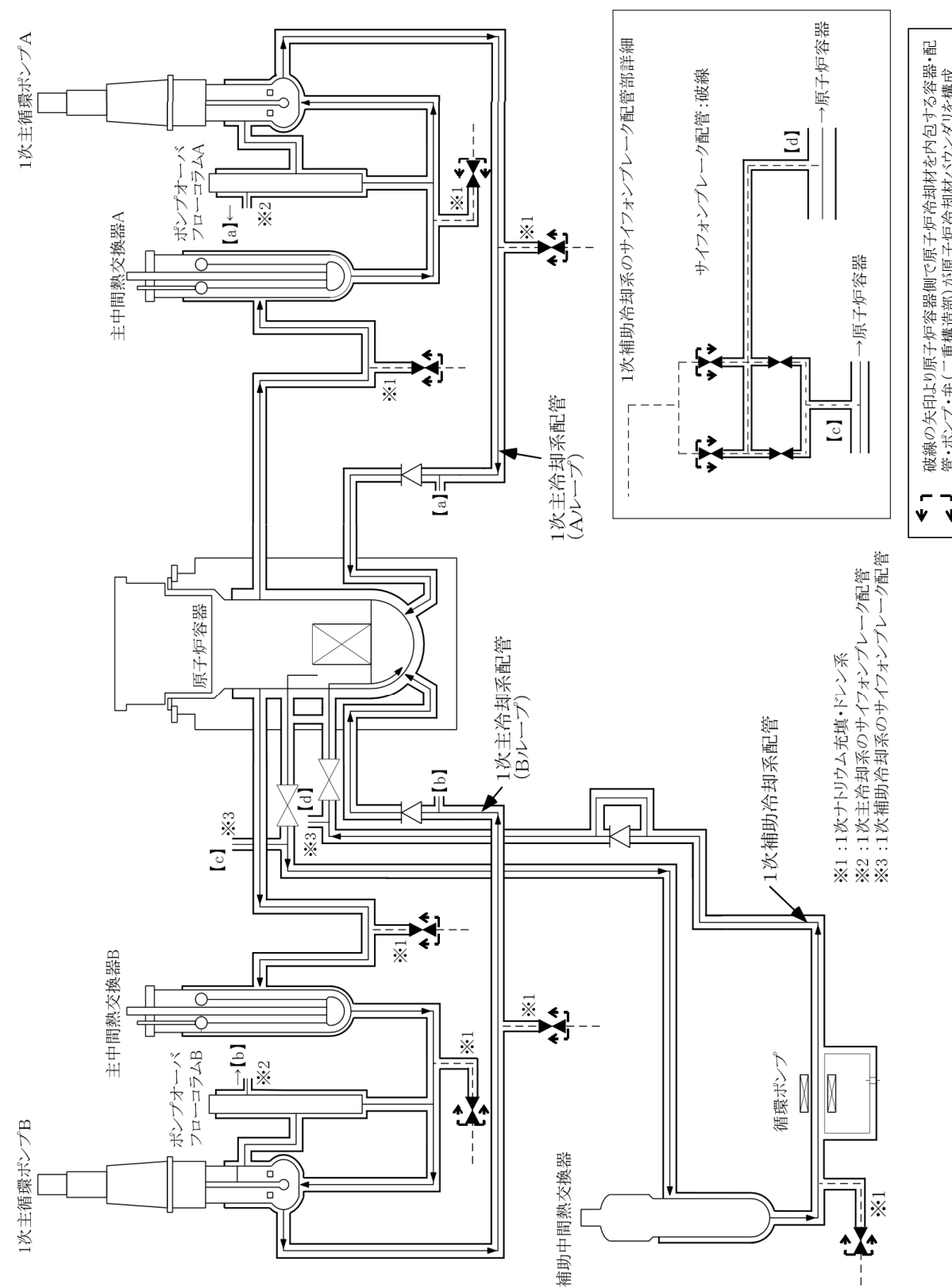


第 5.1.1 図 原子炉冷却系統図

変更前

変更後

(なし)



第 5.1.2 図 原子炉冷却材バウンダリ説明図

第 5.2.3 図 主中間熱交換器構造図

(省略)

第 5.2.2 図 1次冷却系主循環ポンプ構造図

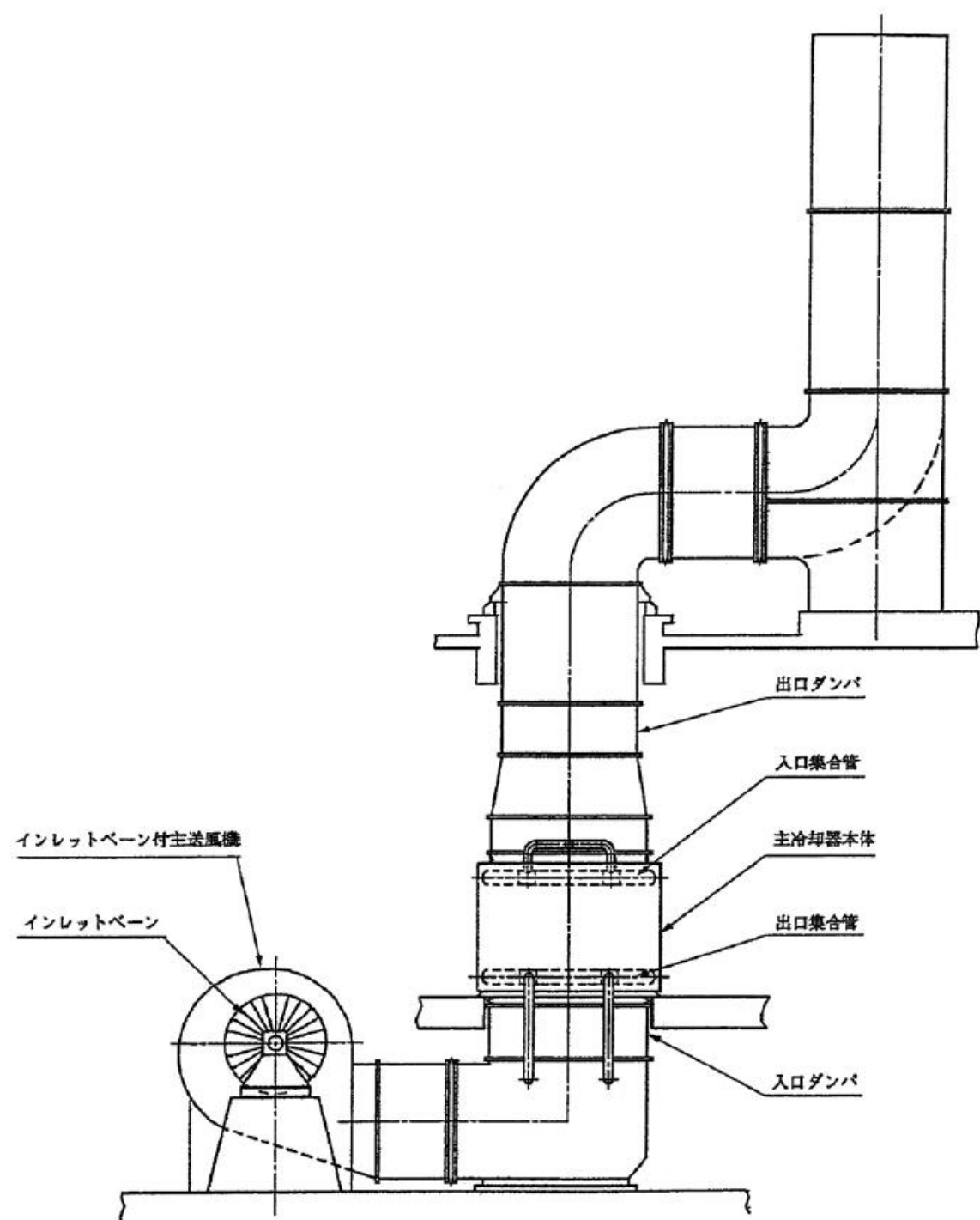
(省略)

第 5.2.1 図 主中間熱交換器

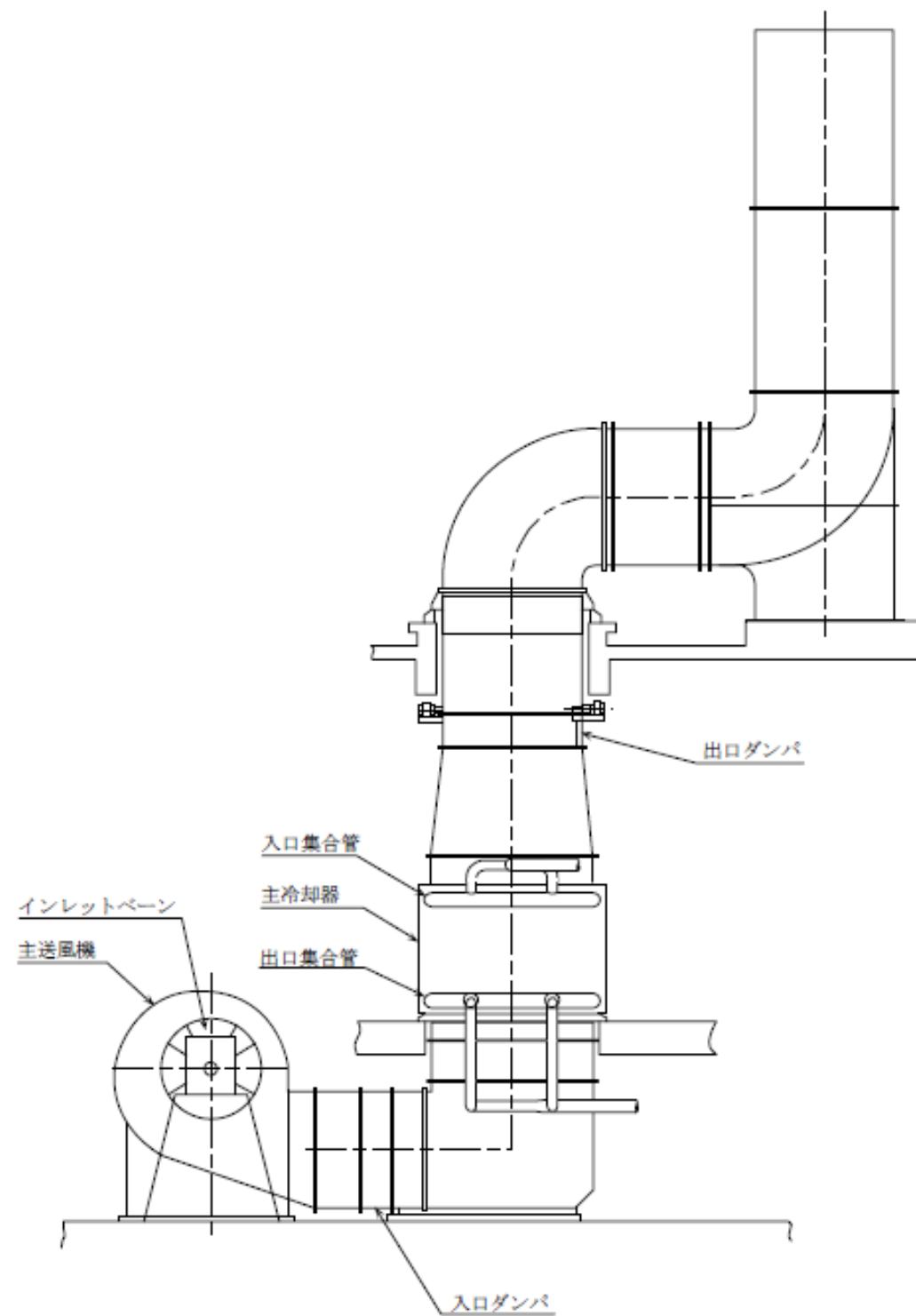
(変更なし)

第 5.2.2 図 1次主循環ポンプ

(変更なし)

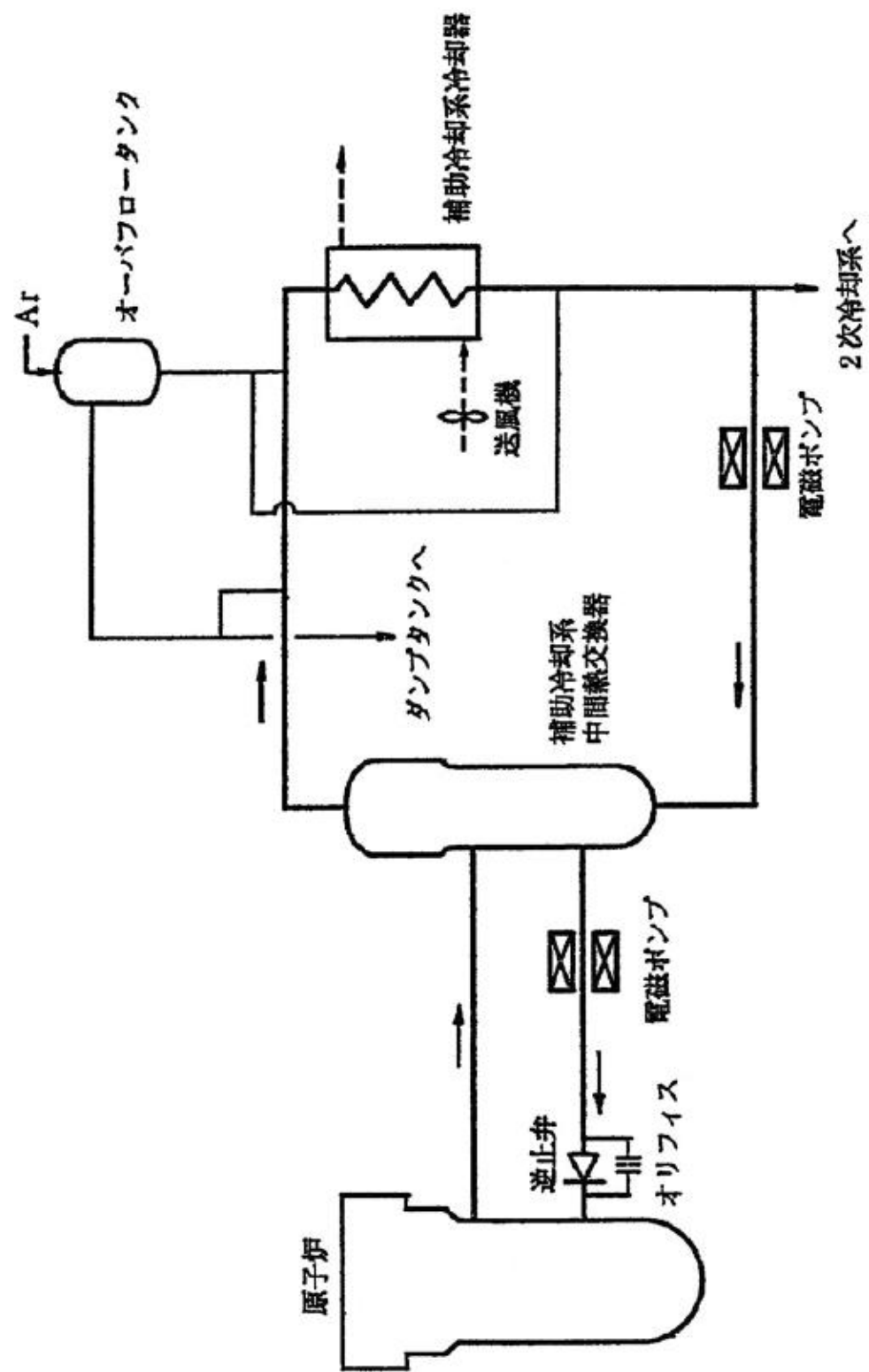


第 5.3.2 図 主冷却機構造図



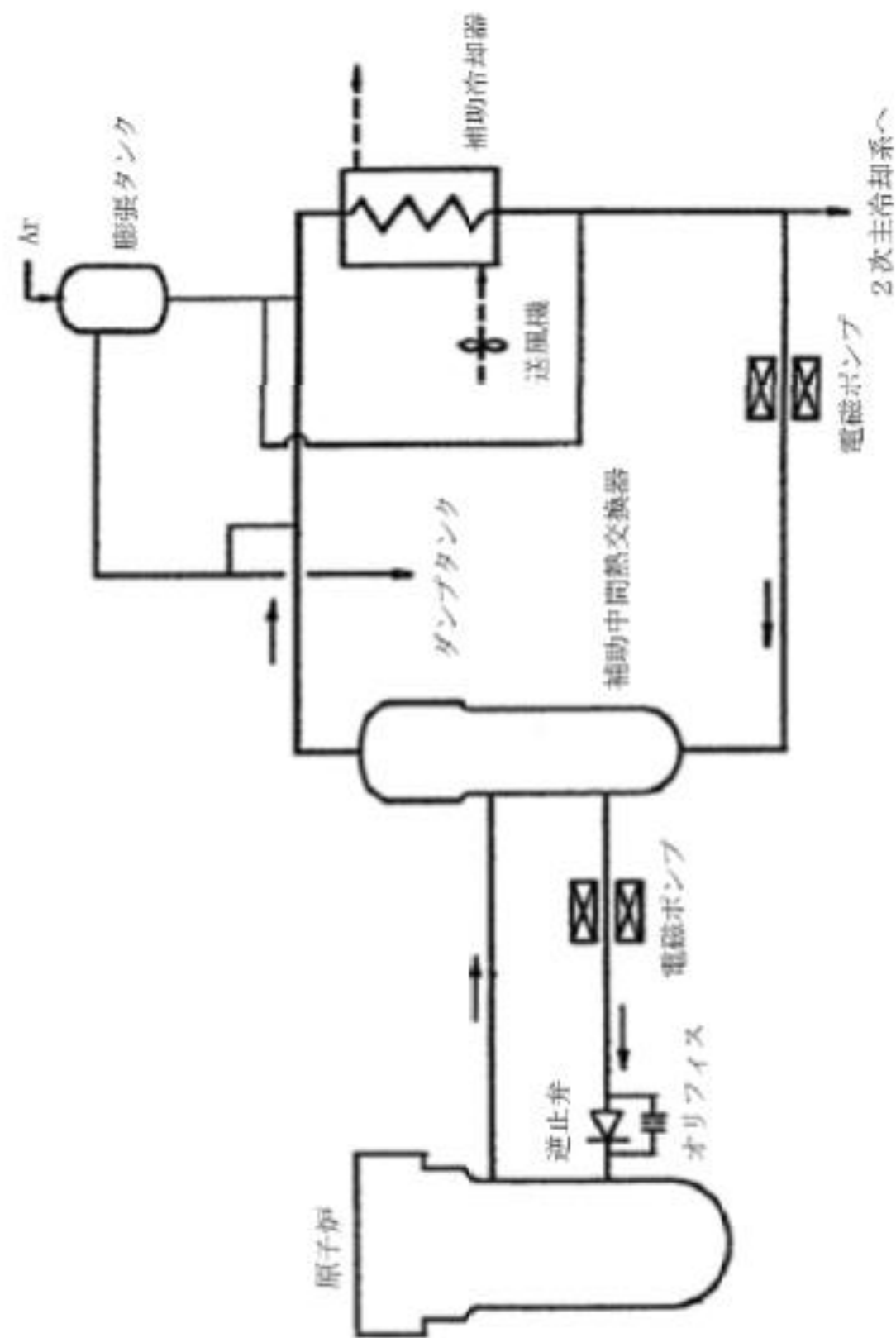
第 5.3.1 図 主冷却機

第 5.3.1 図 2 次冷却系主循環ポンプ構造図
(省略)



第 5.4.1 図 補助冷却設備系統説明図

第 5.3.2 図 2 次主循環ポンプ
(変更なし)



第 5.5.1 図 補助冷却設備系統図

変更前

第 10.2.1 図 1 次冷却材純化系統説明図

(省略)

第 10.2.2 図 2 次冷却材純化系統説明図

(省略)

第 10.5.1 図 試料採取系統説明図

(省略)

第 10.4.1 図 ナトリウム充填およびドレン系統説明図

(省略)

(なし)

変更後

第 5.6.1 図 1 次純化系系統図

(変更なし)

第 5.6.2 図 2 次純化系系統図

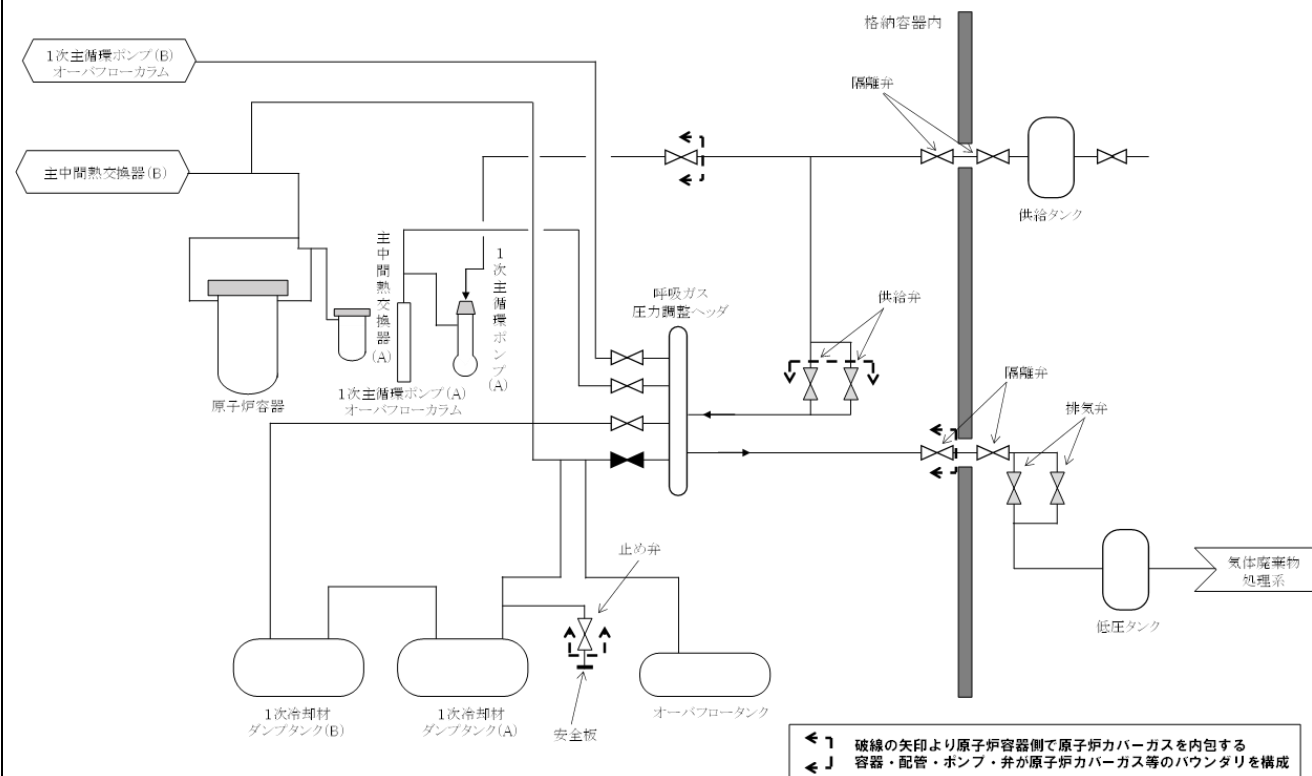
(変更なし)

第 5.6.3 図 試料採取設備系統図

(変更なし)

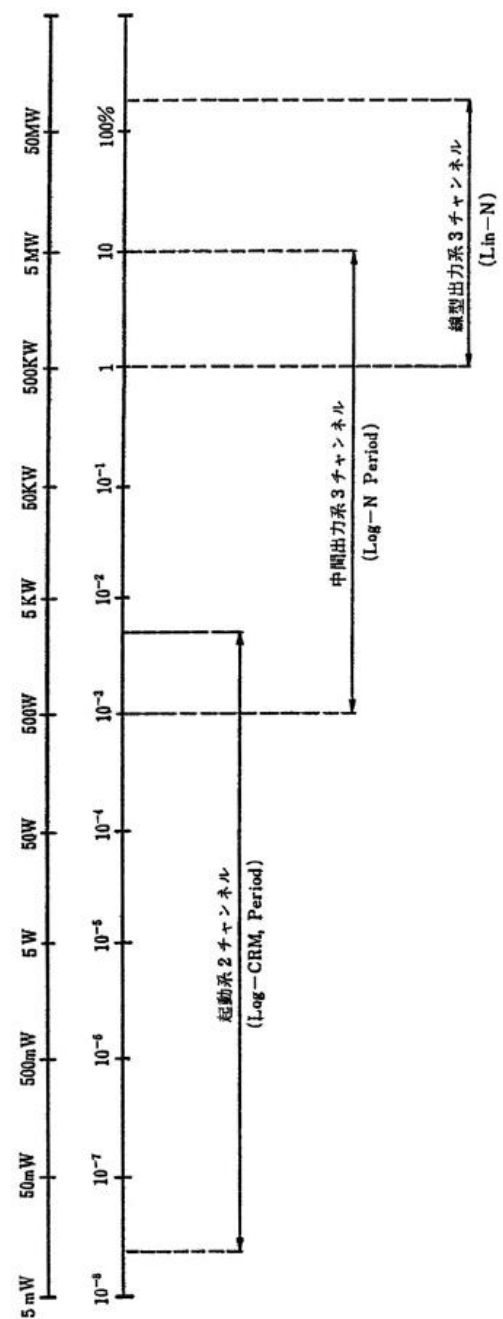
第 5.7.1 図 ナトリウム充填・ドレン設備系統図

(変更なし)



第 5.8.1 図 1 次アルゴンガス系系統図

変更前



第 6.4.1 図 中性子計測範囲図

第 6.4.2 図 中性子計装起動系構成図

(省略)

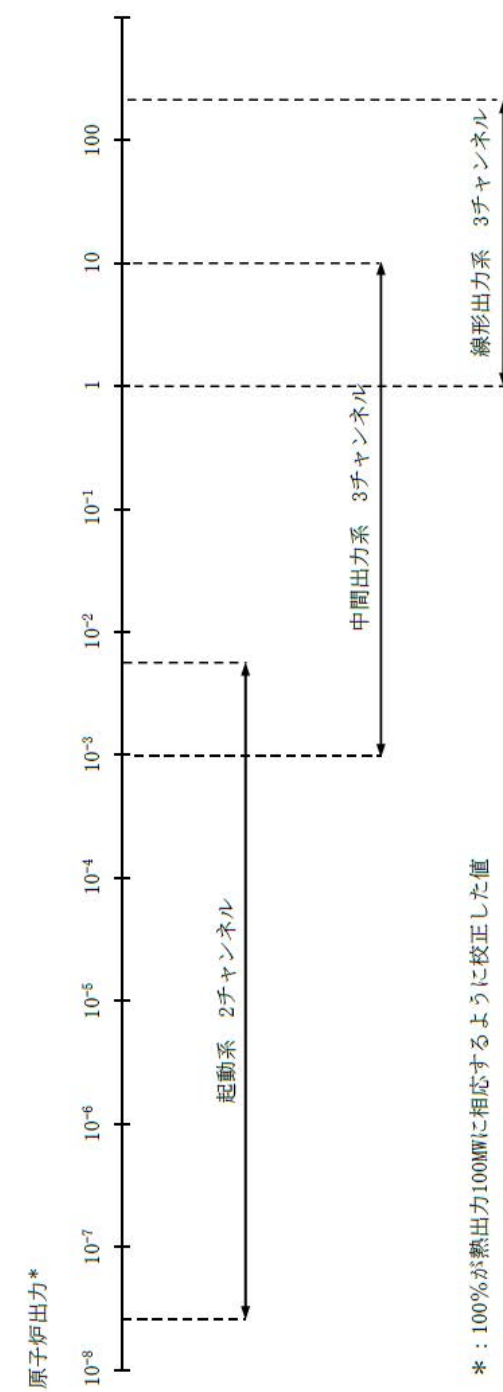
第 6.4.3 図 中性子計装中間出力系構成図

(省略)

第 6.4.4 図 中性子計装線型出力系構成図

(省略)

変更後



第 6.2.1 図 核計装計測範囲

* : 100%が熱出力100MWに相応するように校正した値

第 6.2.2 図 核計装起動系構成図

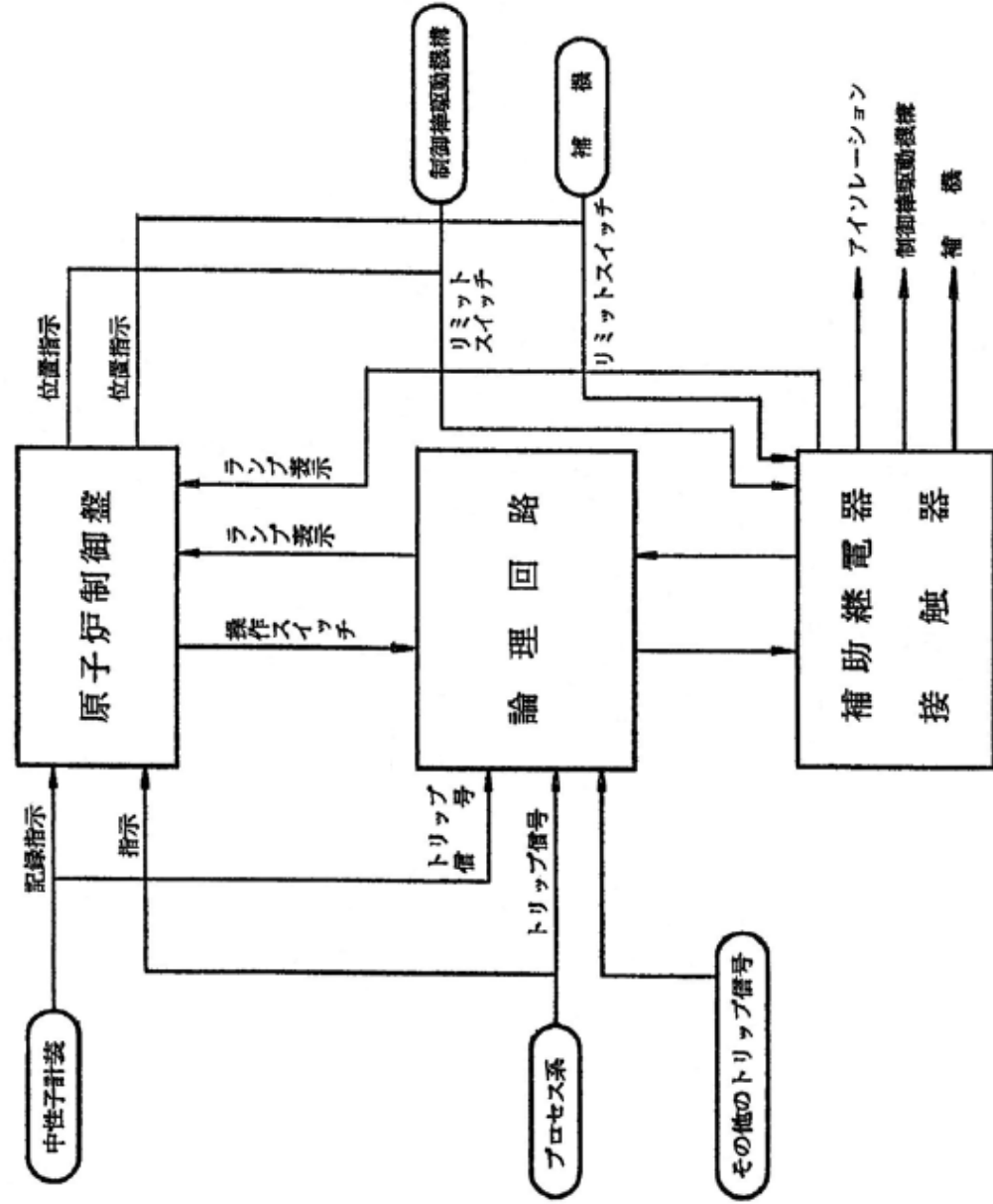
(変更なし)

第 6.2.3 図 核計装中間出力系構成図

(変更なし)

第 6.2.4 図 核計装線形出力系構成図

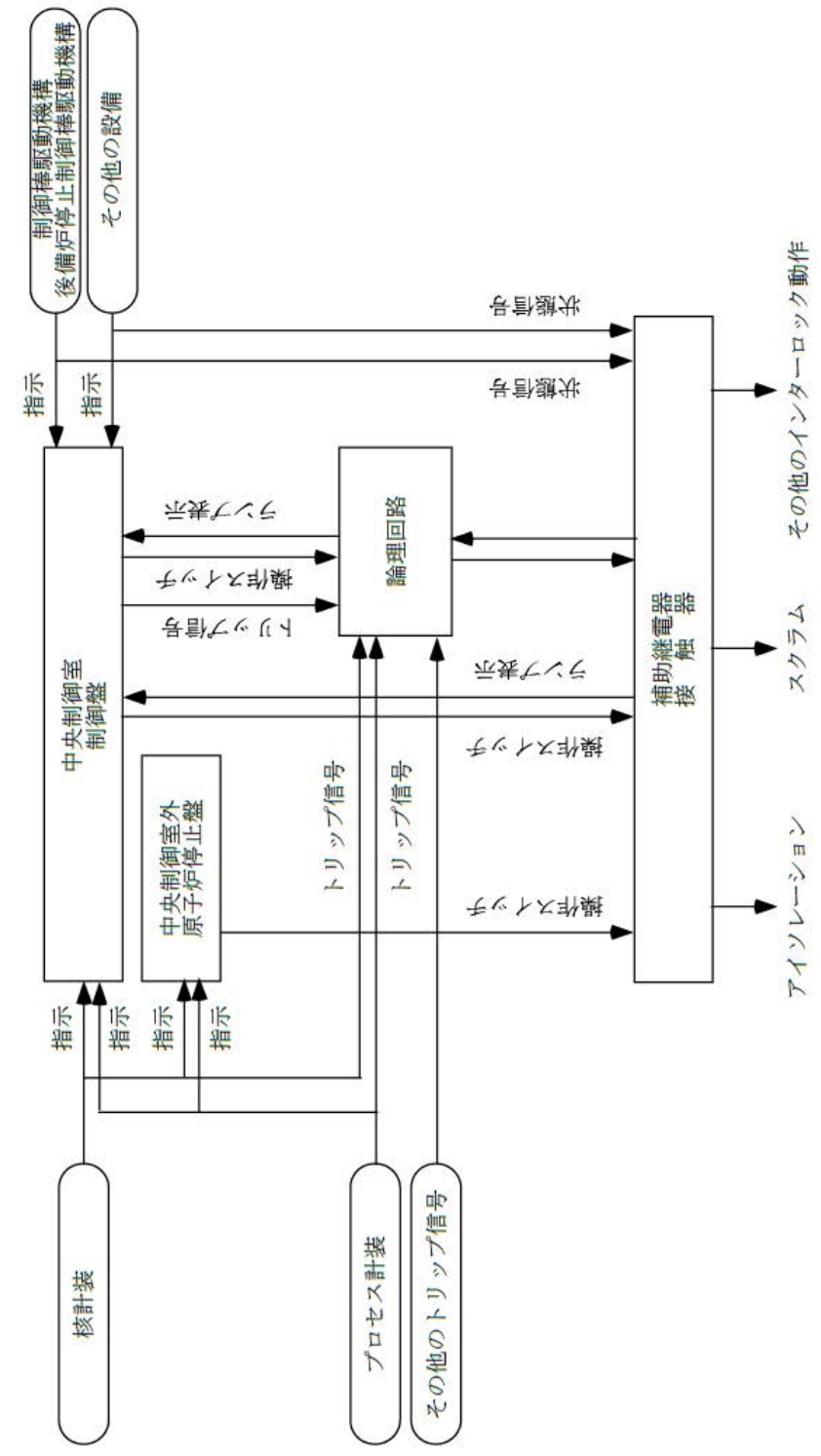
変更前



第 6.6.1 図 安全保護回路概要図

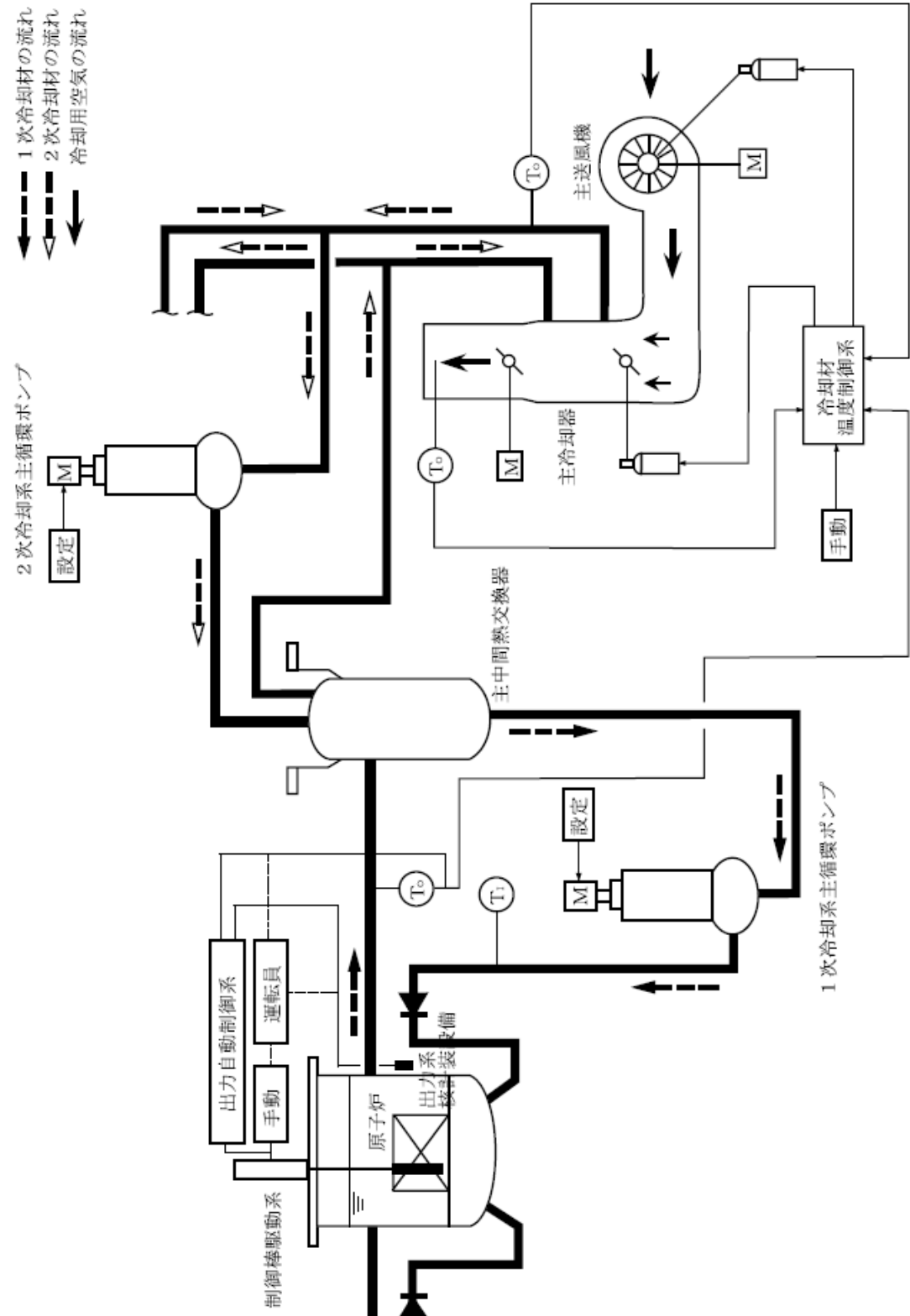
変更後

(変更なし)



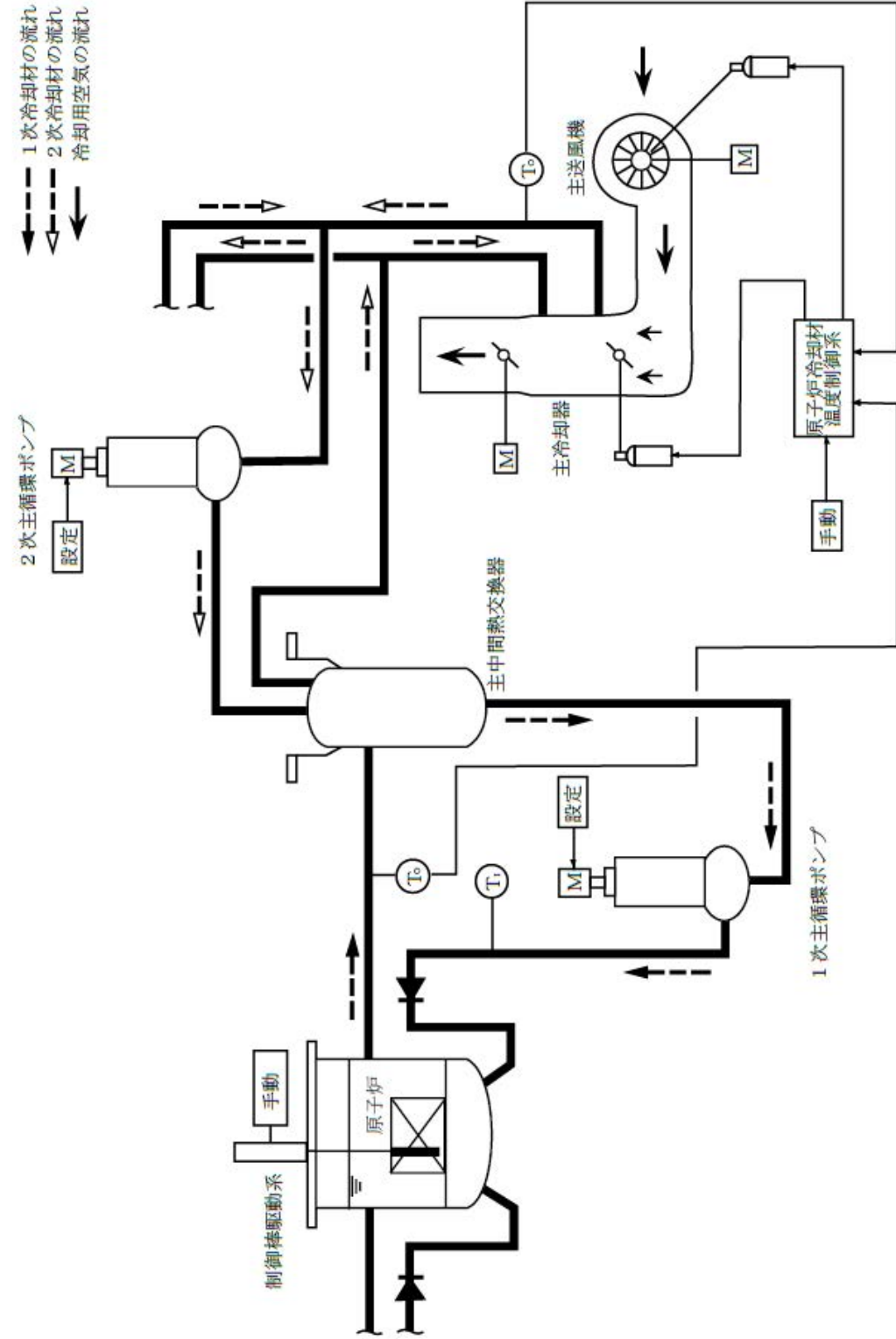
第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

変更前



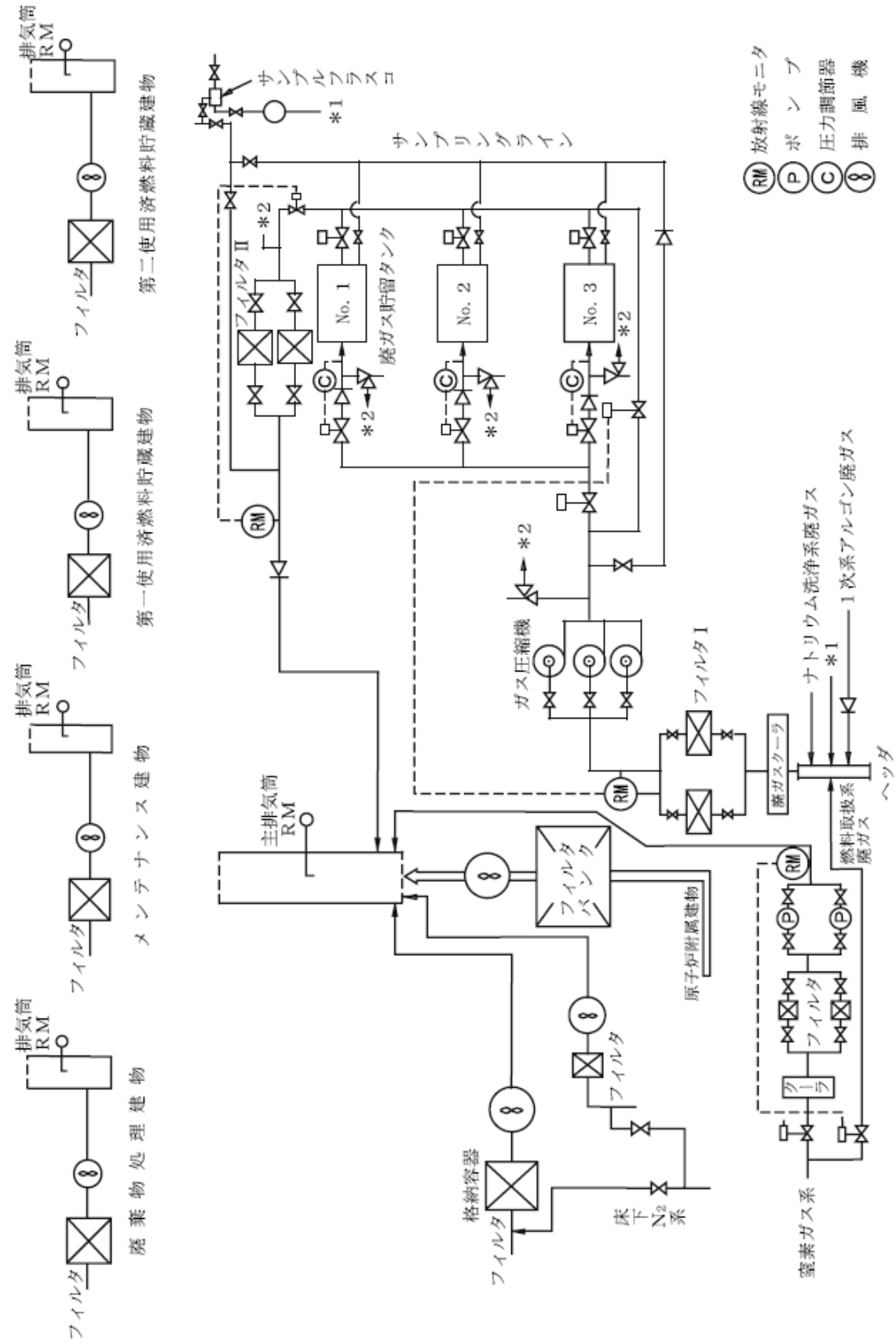
第 6.3.1 図 原子炉制御系統図

変更後



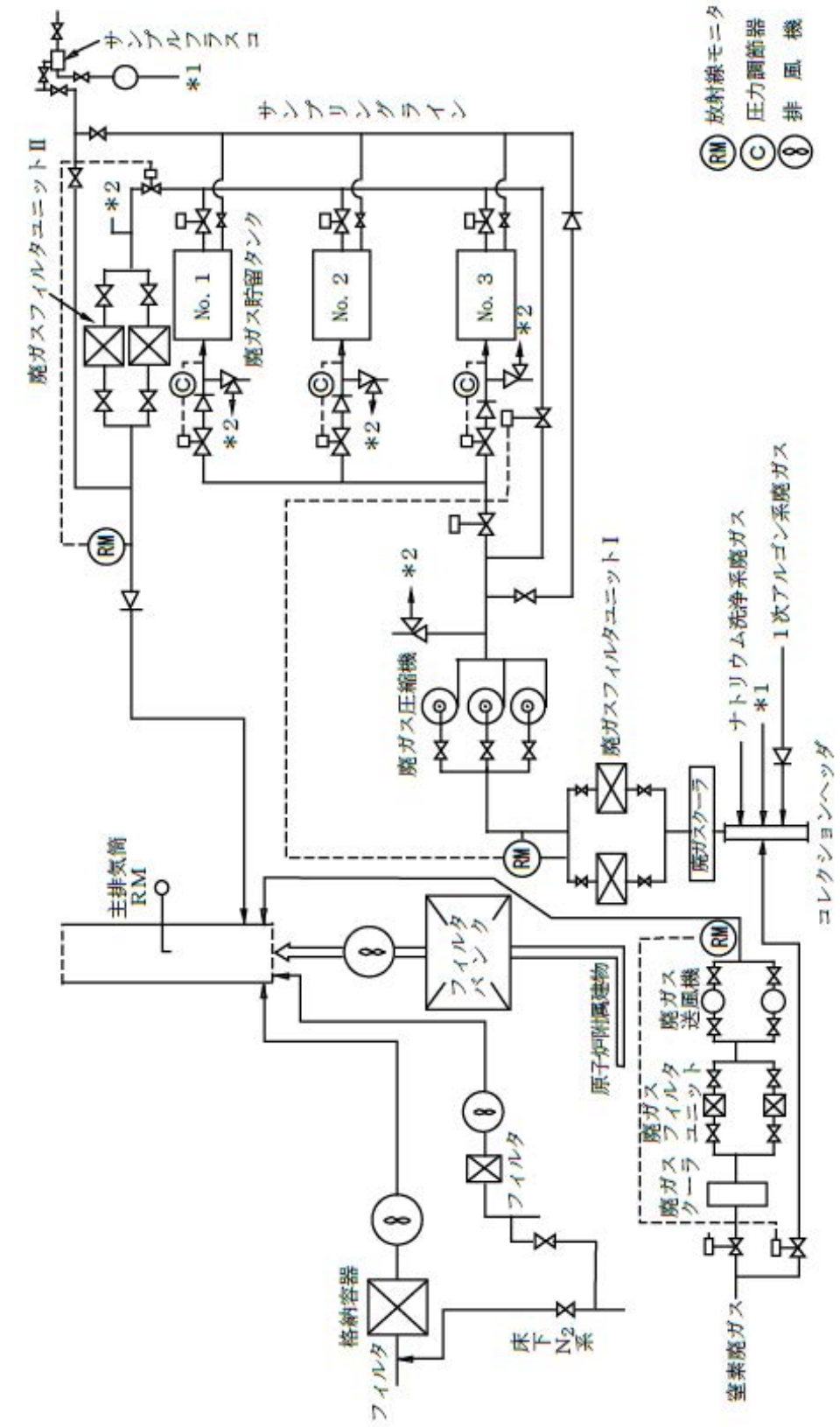
第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

変更前



第 7.2.1 図 気体廃棄物処理系系統図

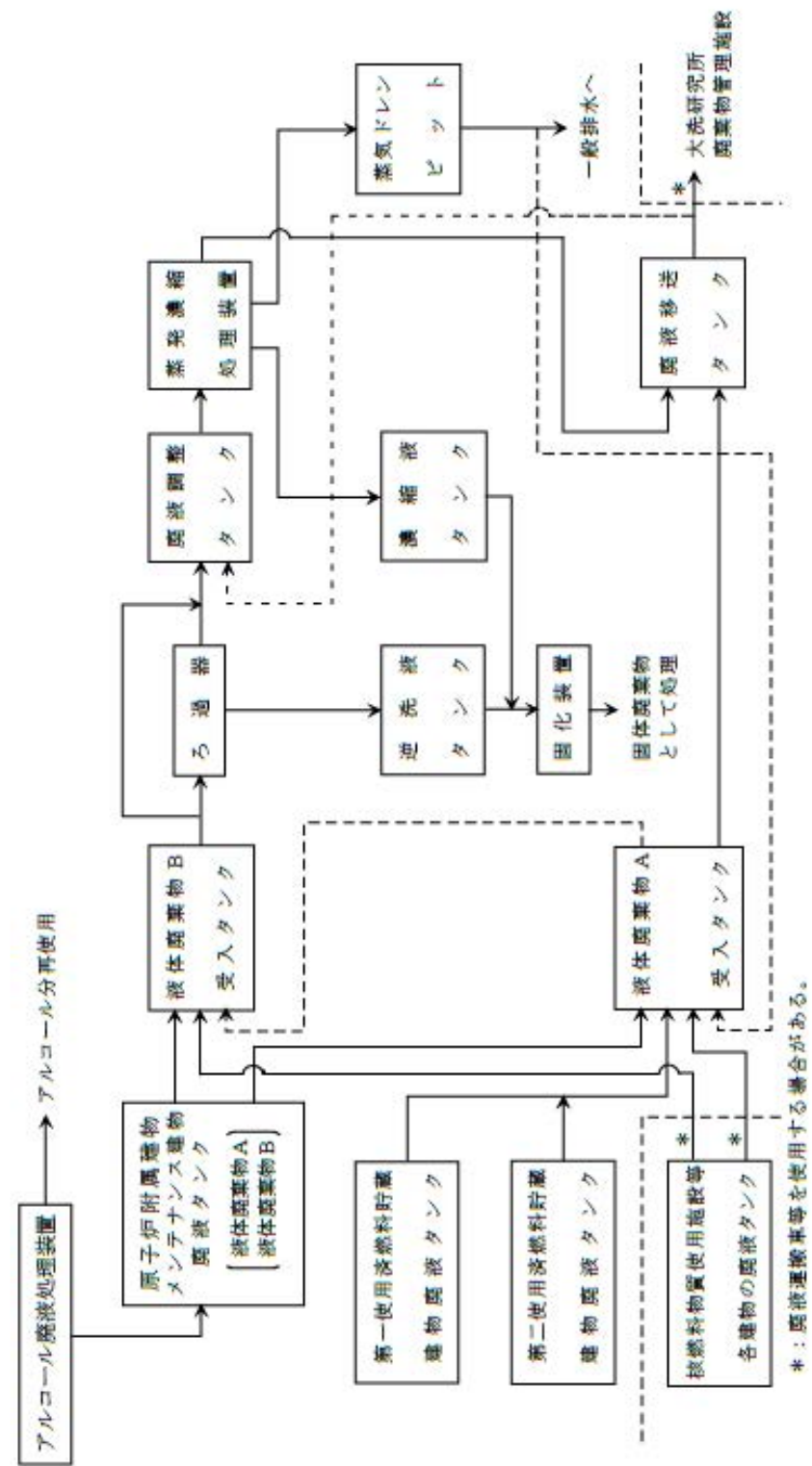
変更後



第 7.1 図 気体廃棄物処理系系統図

変更前

変更後



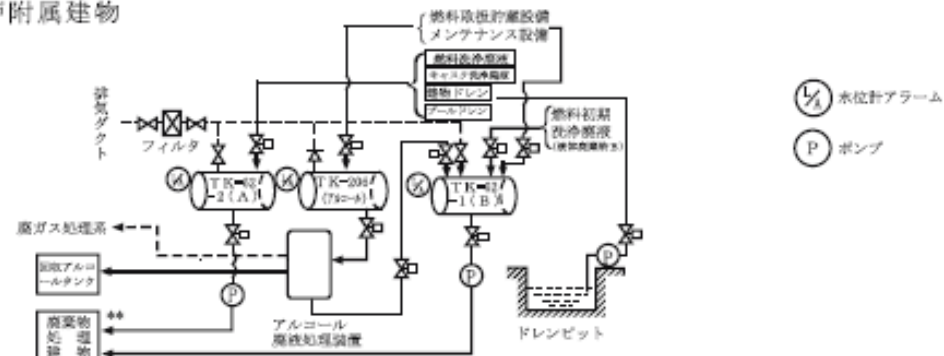
第 7.2 図 (1/2) 液体廃棄物処理系統図

(なし)

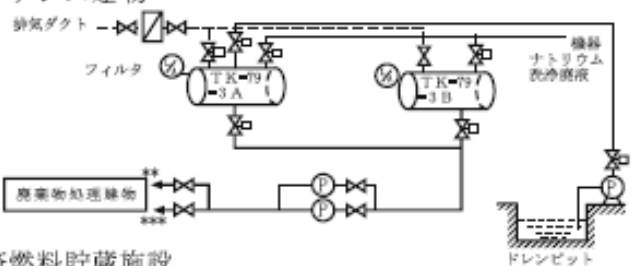
変更前

変更後

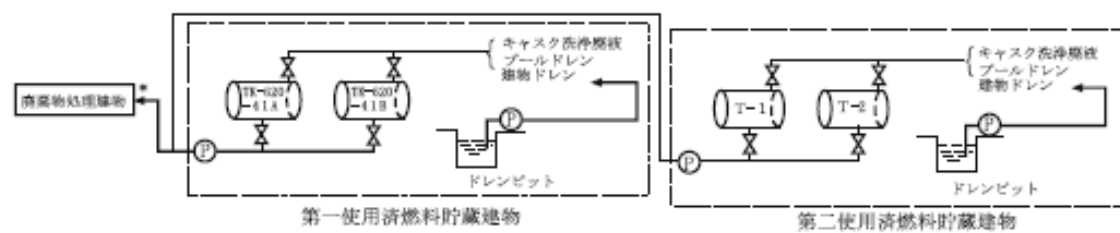
(1) 原子炉附属建物



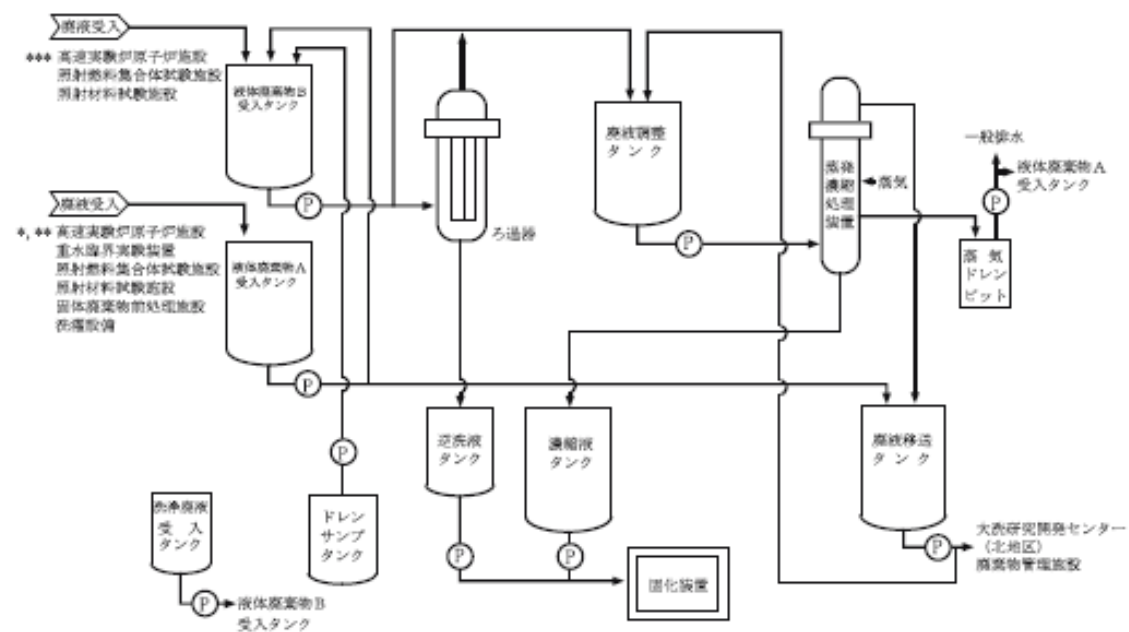
(2) メンテナンス建物



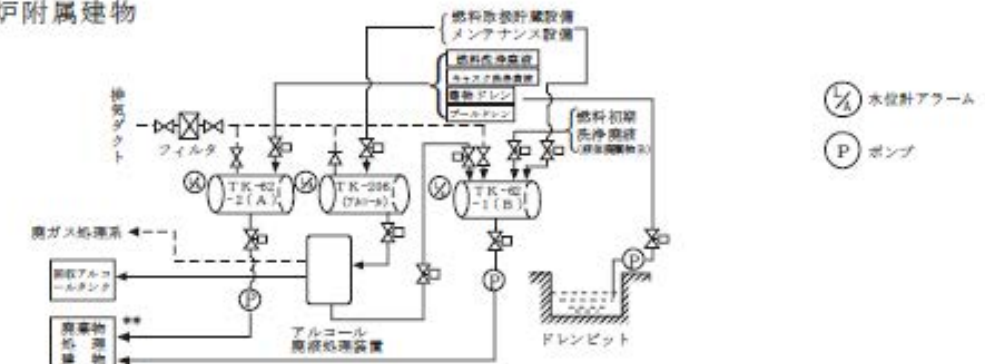
(3) 使用済燃料貯蔵施設



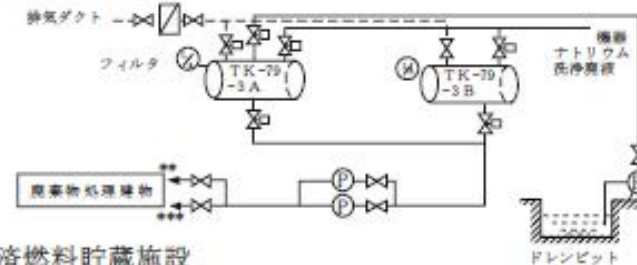
(4) 廃棄物処理建物



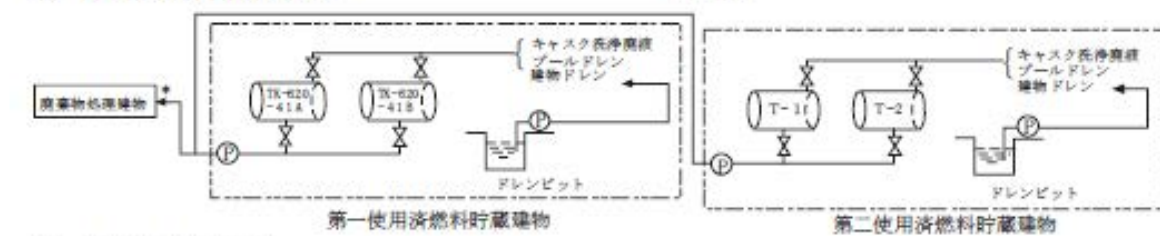
(1) 原子炉附属建物



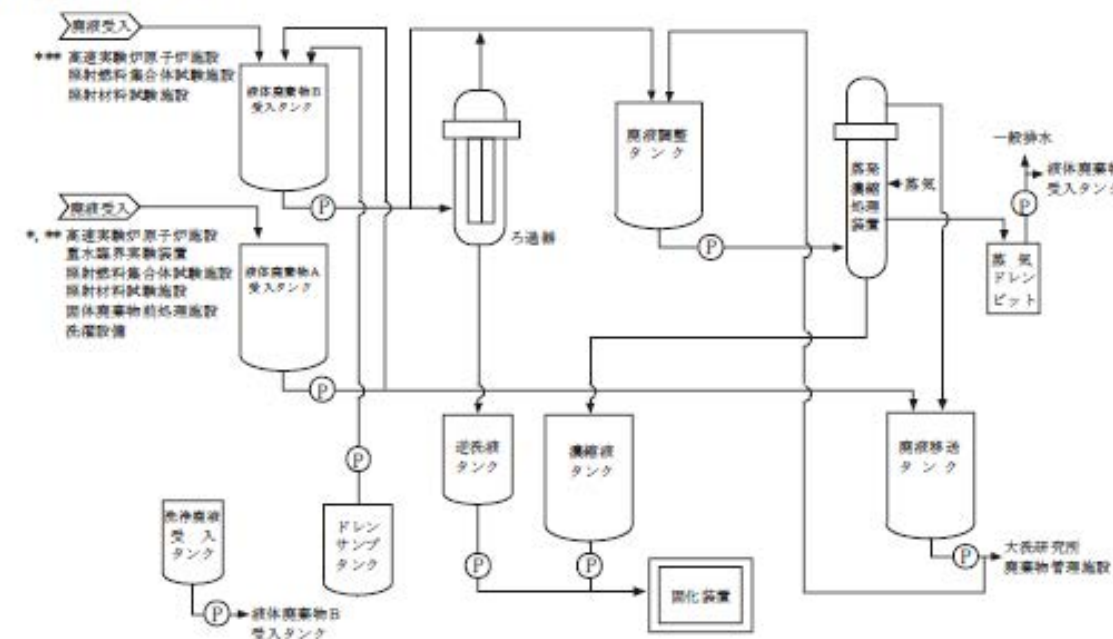
(2) メンテナンス建物



(3) 使用済燃料貯蔵施設



(4) 廃棄物処理建物



第 7.2.2 図 液体廃棄物処理系系統図

第 7.2 図 (2/2) 液体廃棄物処理系系統図

変更前

変更後

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

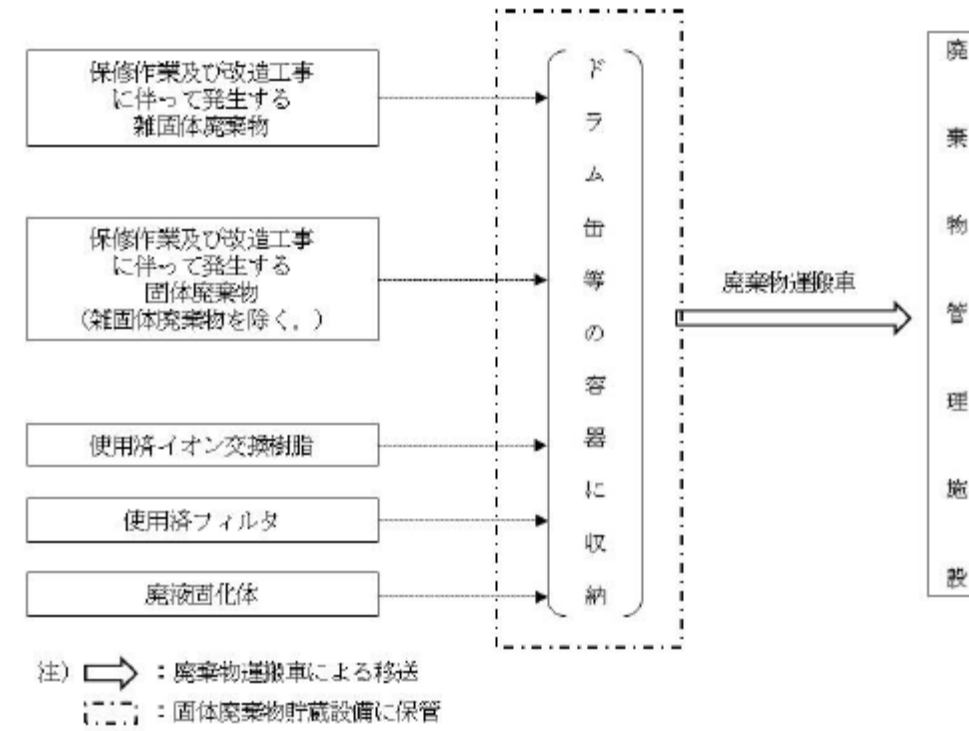
第 7.2.3 図 廃棄物処理建物及びメンテナンス建物

第 7.3 図 廃棄物処理建物、メンテナンス建物及び第二使用済燃料貯蔵建物

変更前

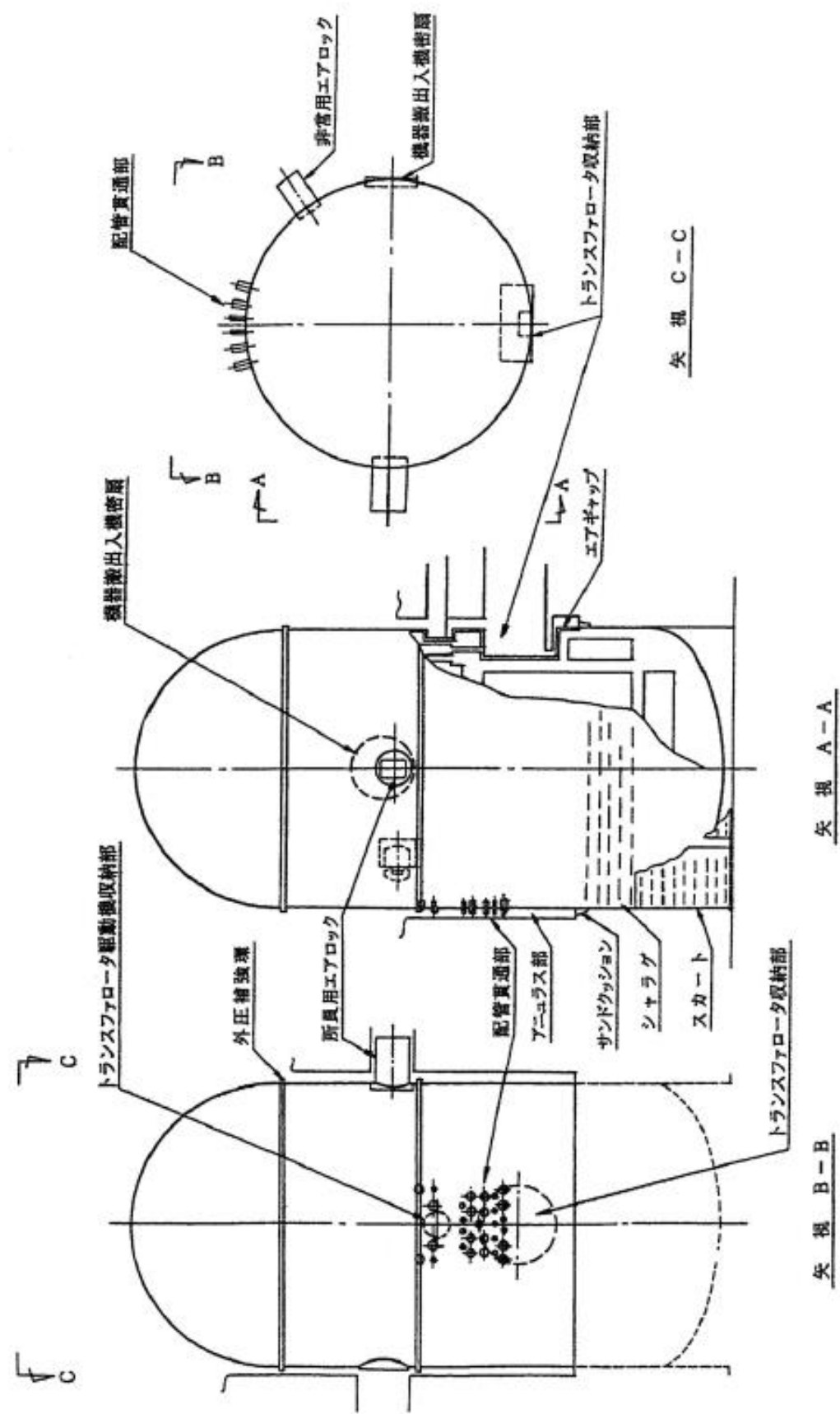
変更後

(なし)



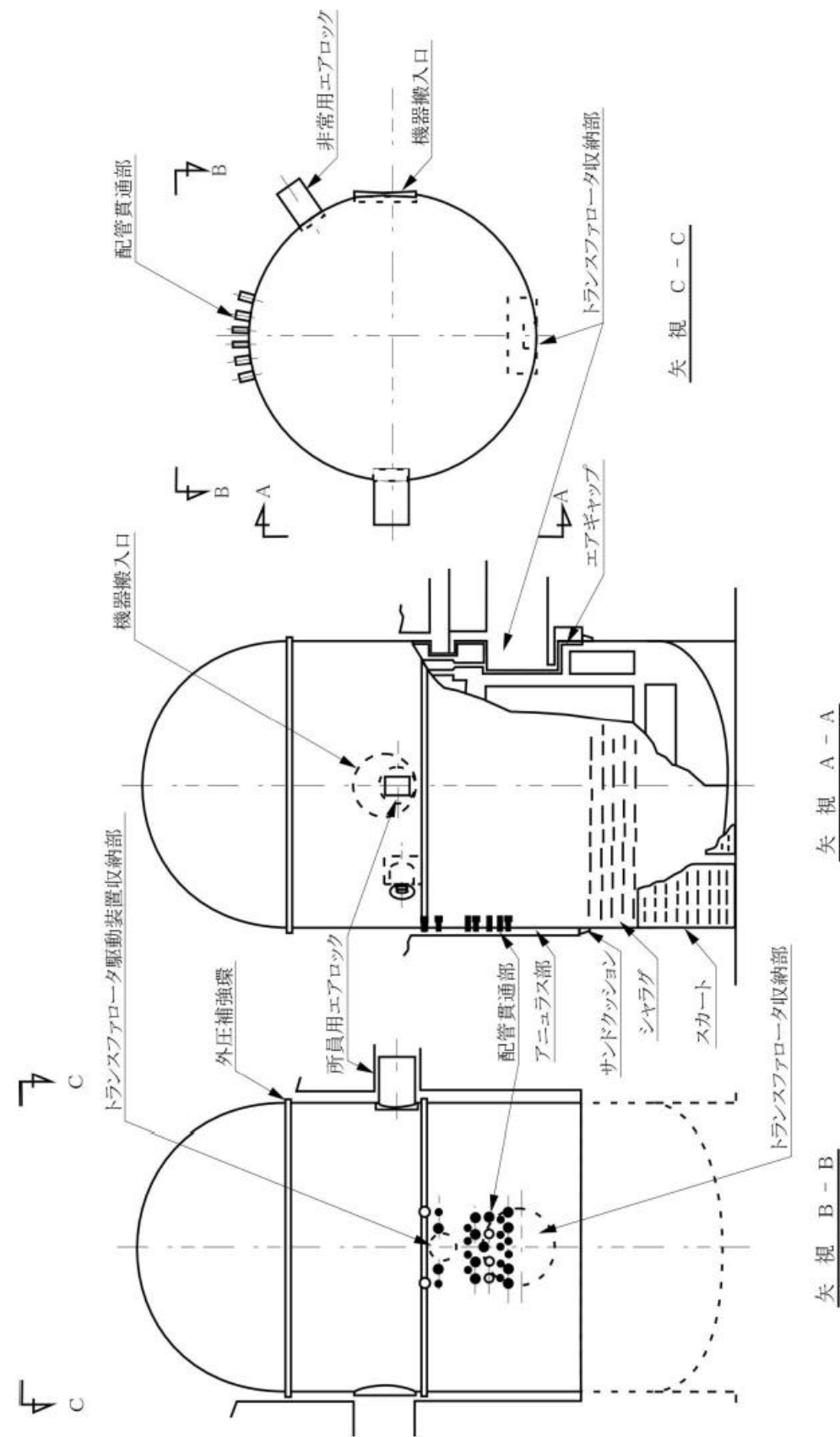
第 7.4 図 固体廃棄物処理系統図

変更前



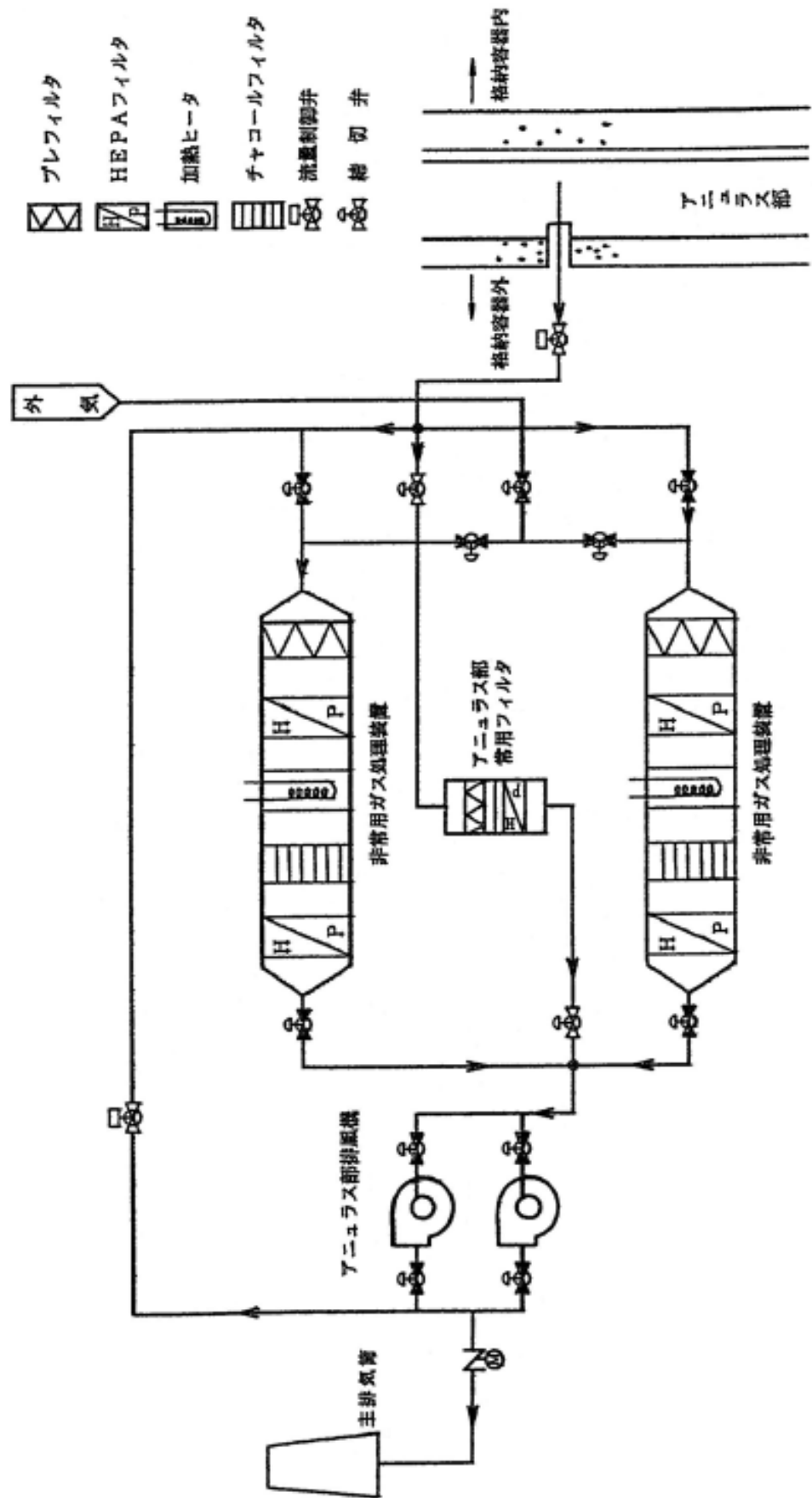
第9.2.1図 原子炉格納容器構造図

変更後



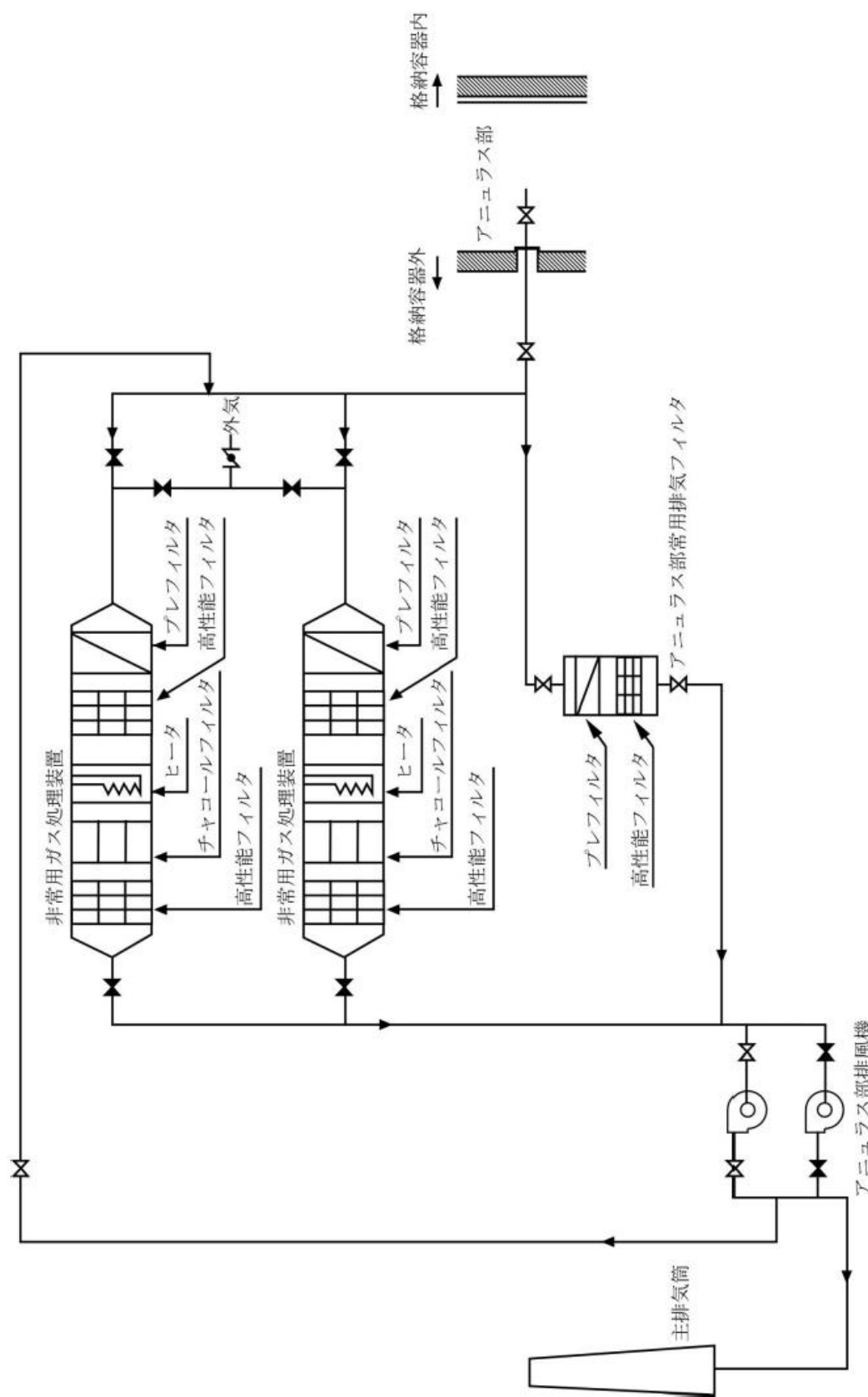
第9.1図 格納容器

変更前



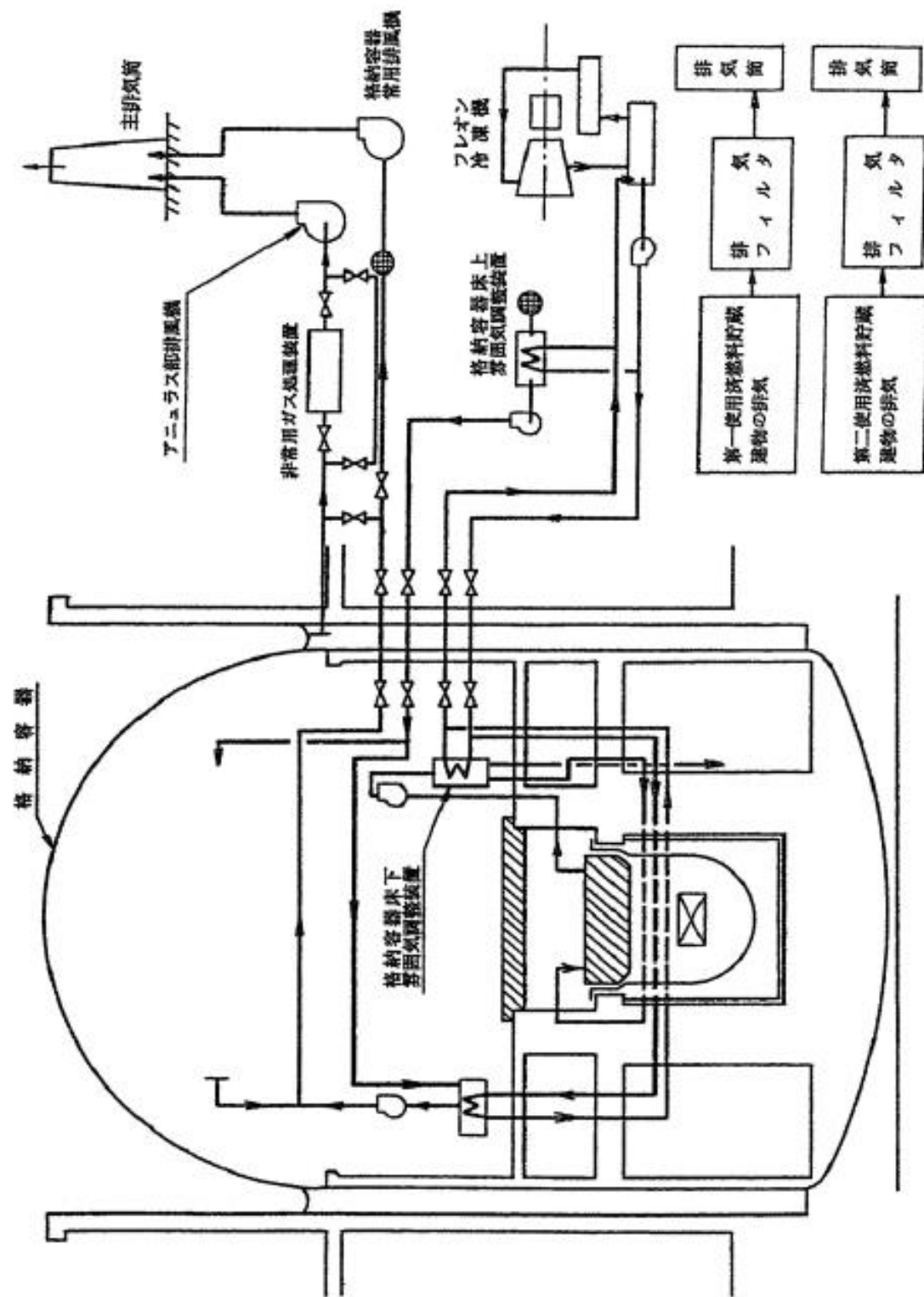
第 9.5.4 図 アニュラス部およびアニュラス部排気系系統図

変更後



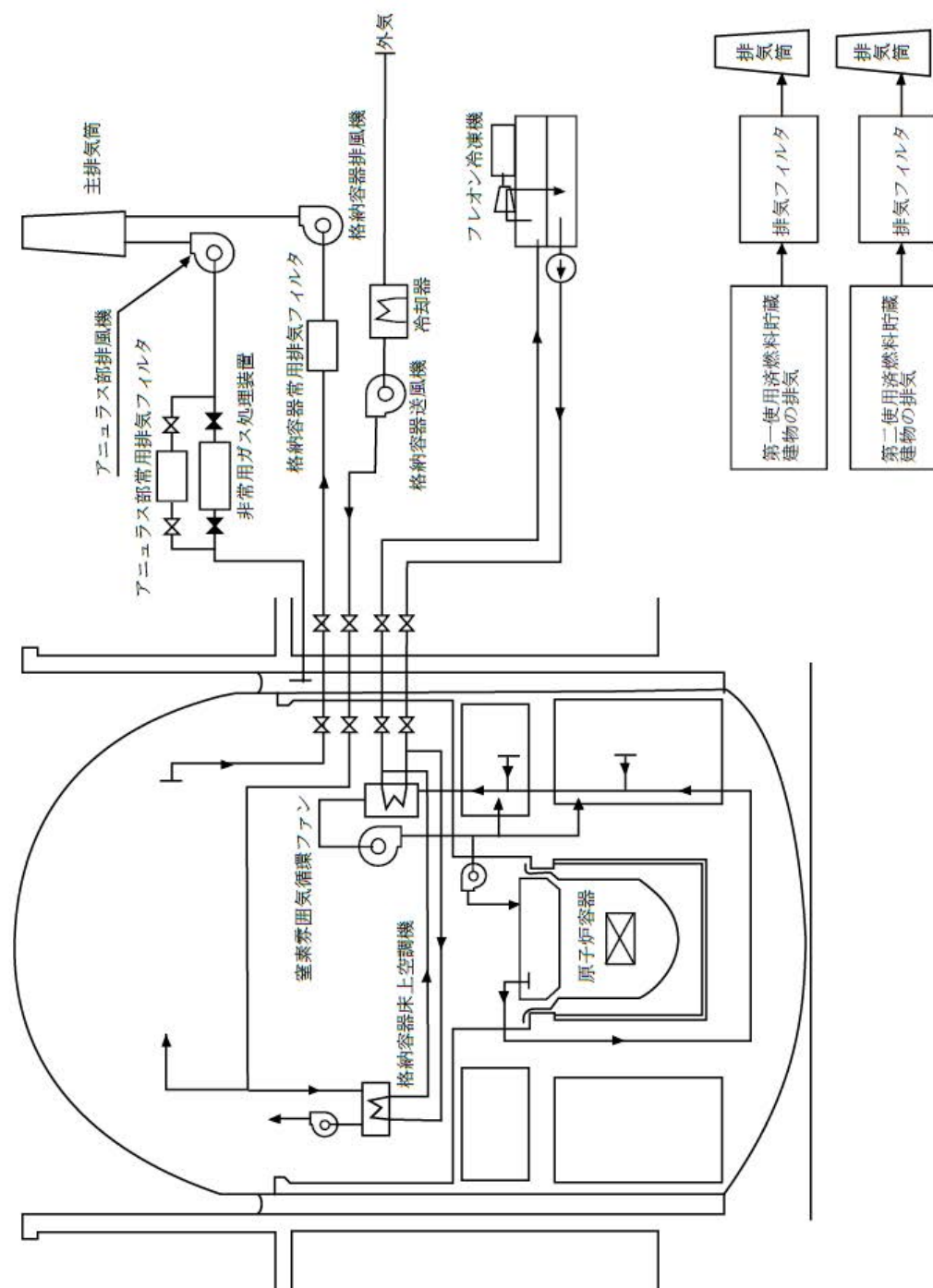
第 9.2 図 アニュラス部排気設備

変更前



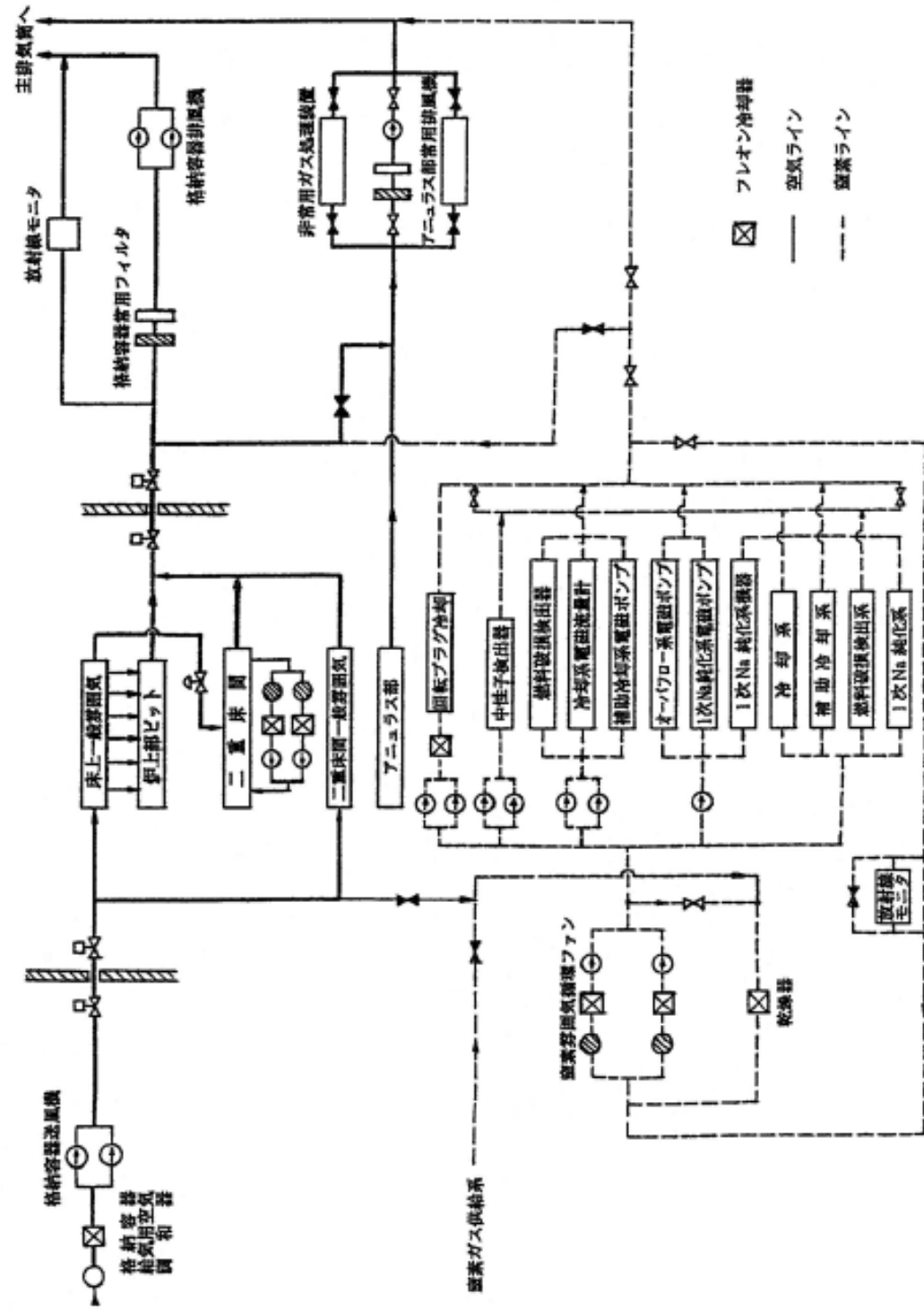
第 9.5.3 図 格納容器及び付属設備系統説明図

変更後



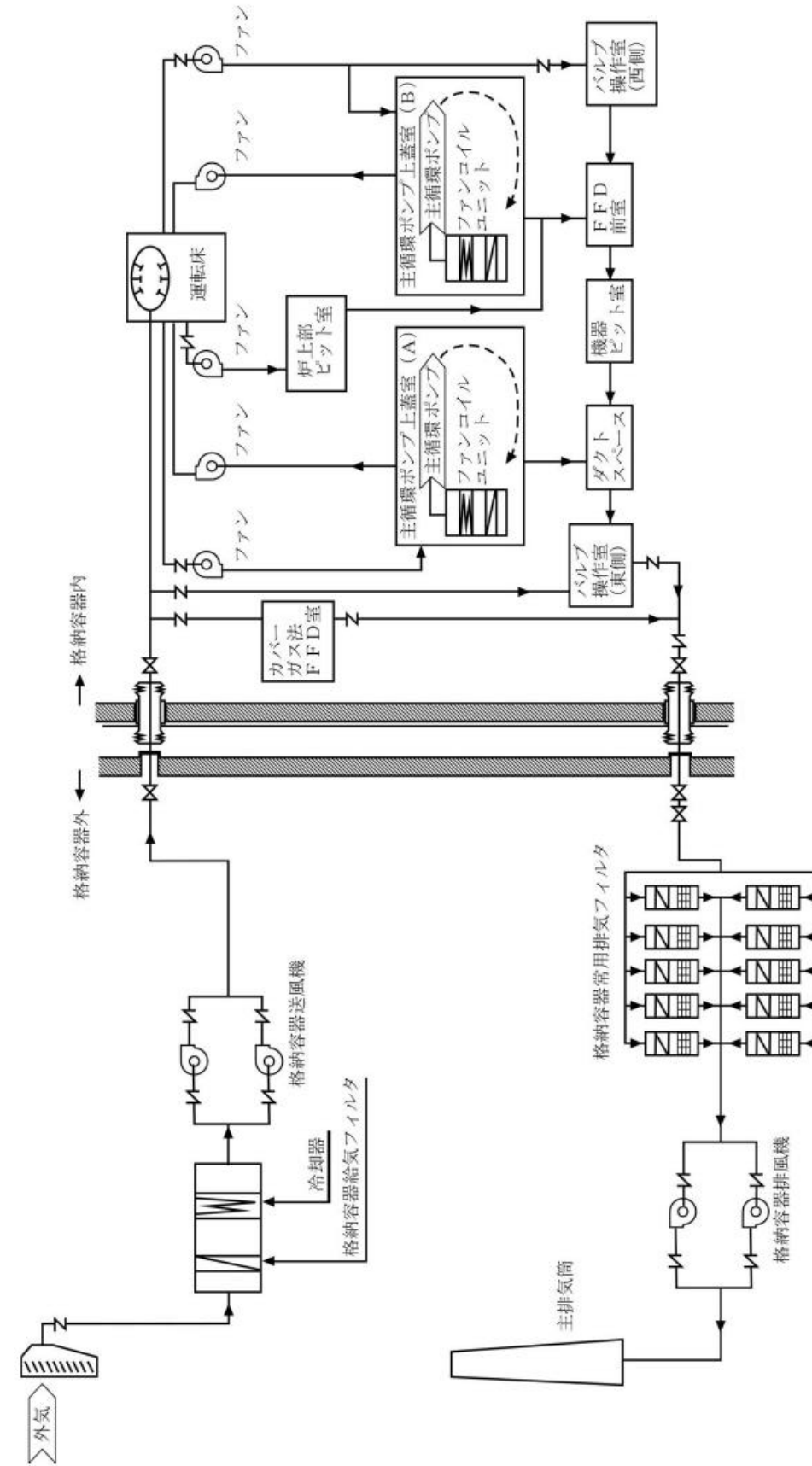
第 9.3 図 (1/3) 格納容器雰囲気調整系等

変更前



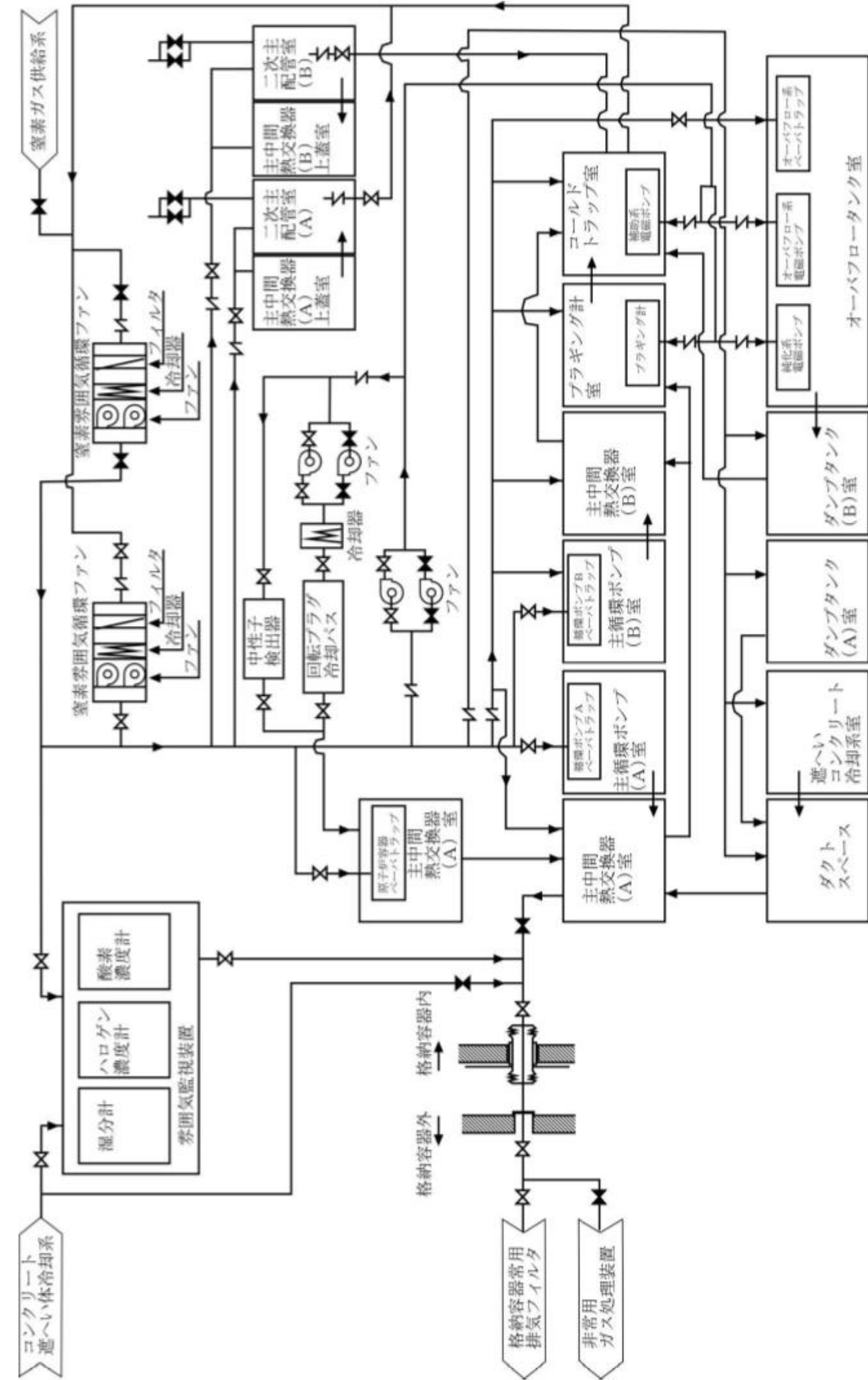
第 9.5.1 図 格納容器雰囲気調整系統説明図

変更後



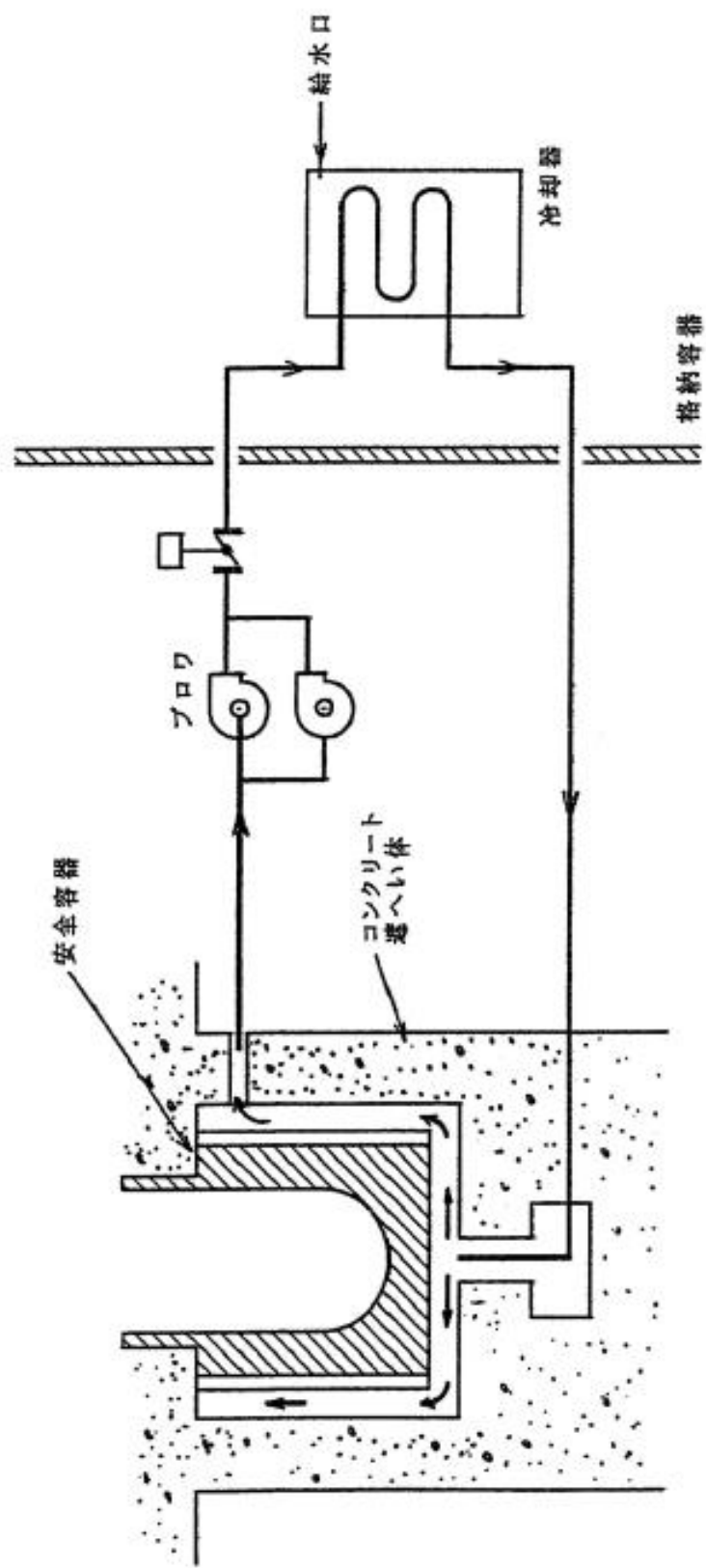
第 9.3 図 (2/3) 格納容器雰囲気調整系統

(続き)



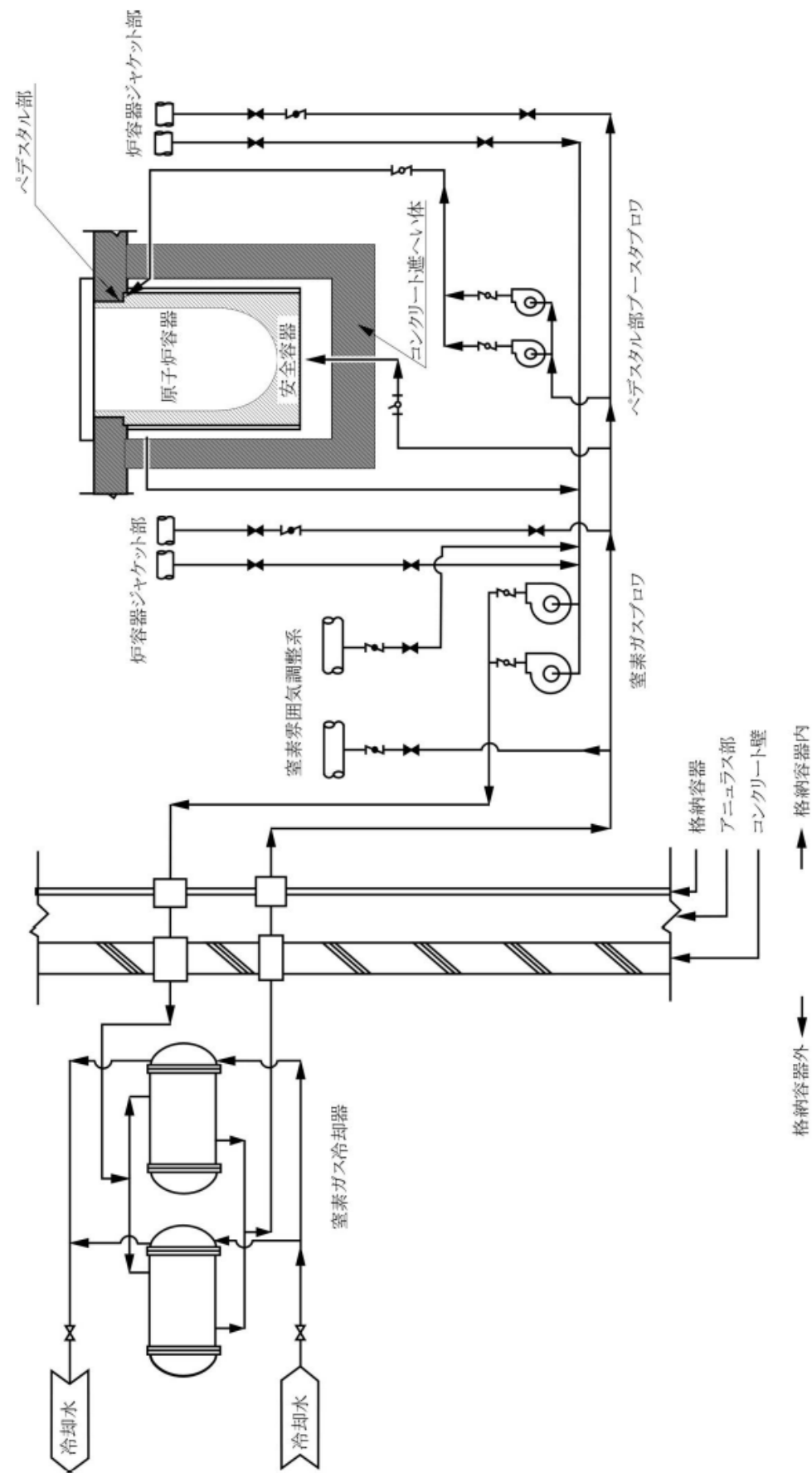
第 9.3 図 (3/3) 格納容器雰囲気調整系等

変更前



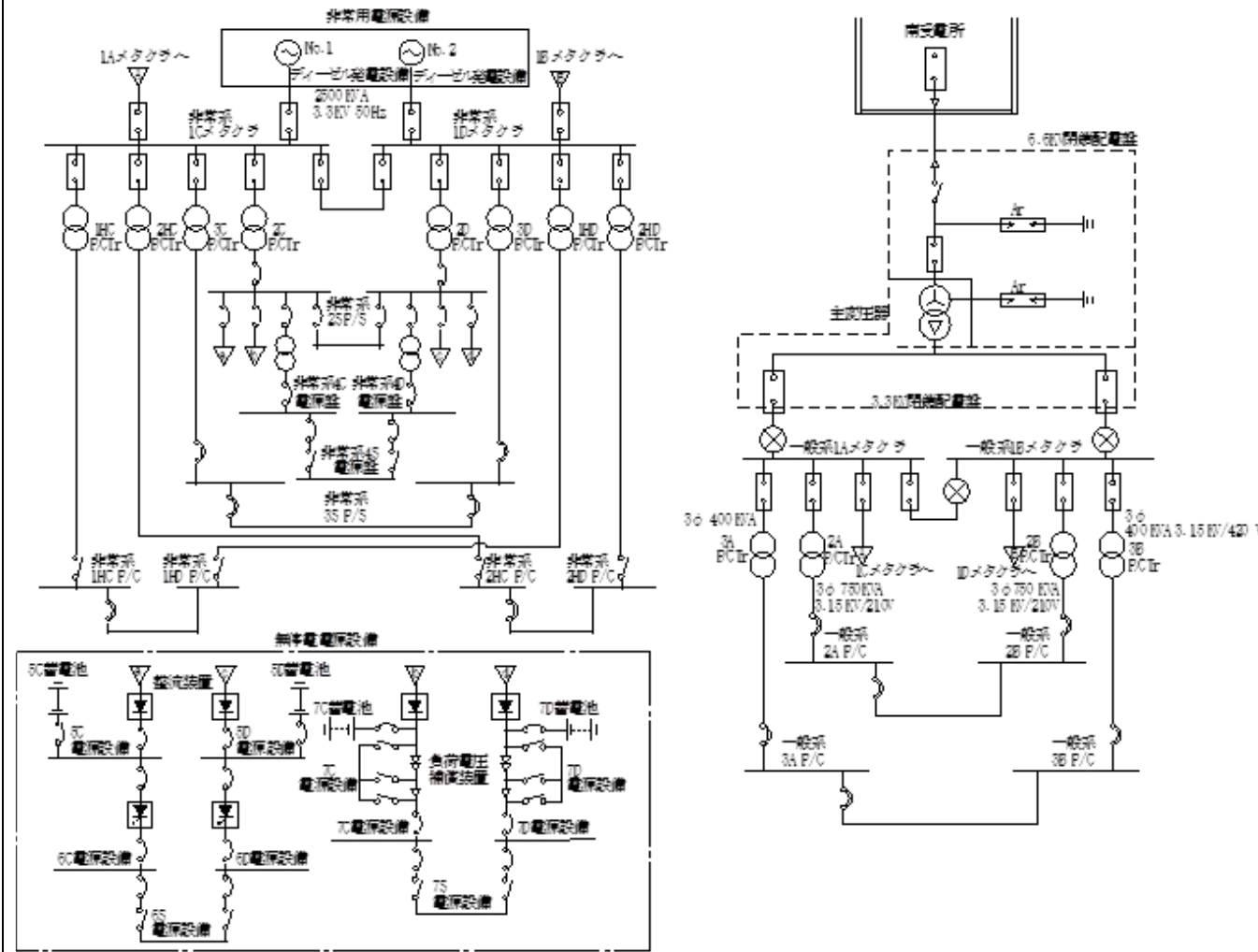
第 9.5.2 図 遮へい体冷却系統説明図

変更後



第 9.4 図 コンクリート遮へい体冷却系

変更前



第 10.9.1 図 電源設備全体系統図

第 10.7.1 図 補機冷却設備系統説明図

(省略)

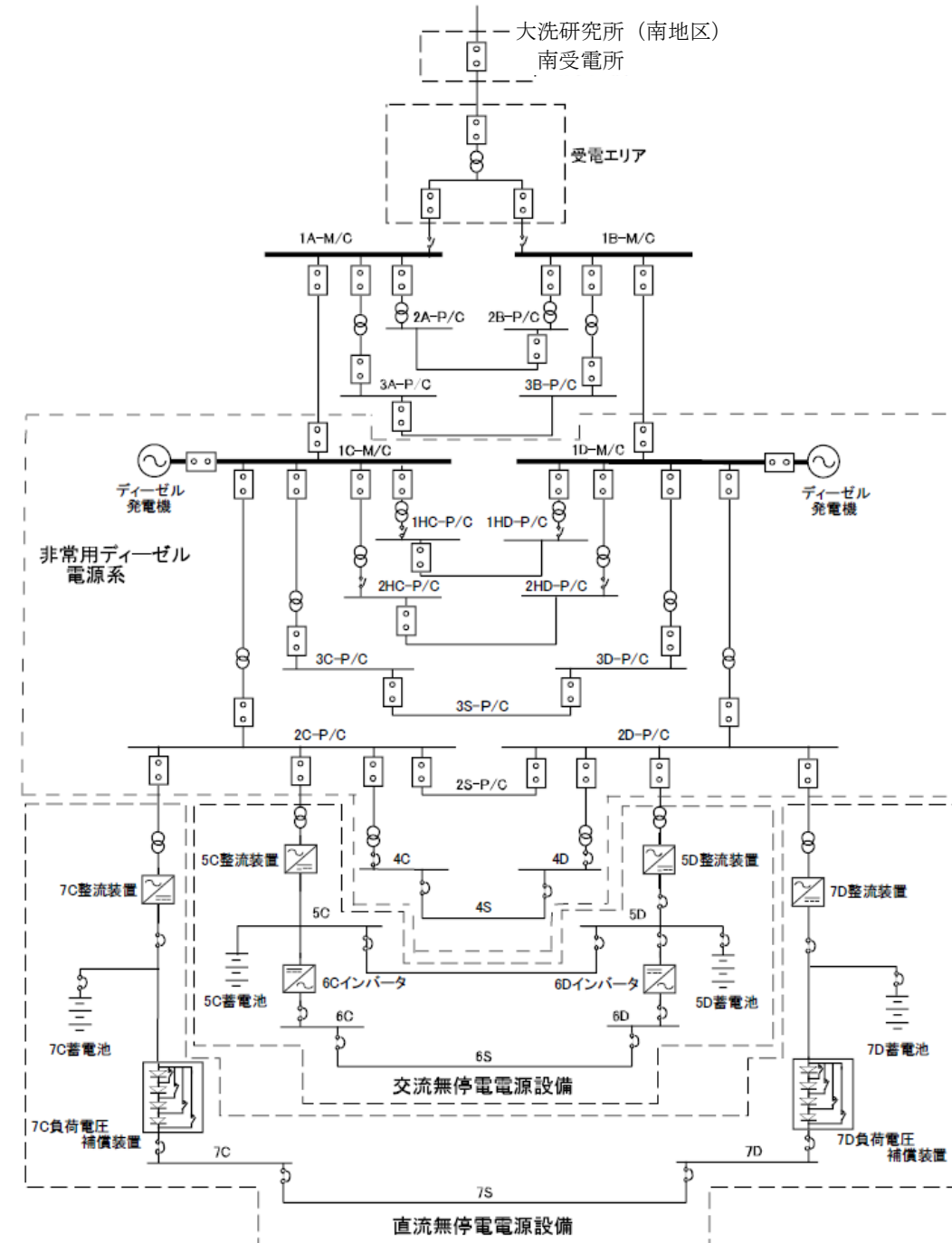
第 10.8.1 図 アルゴンガス系統説明図

(省略)

第 10.8.2 図 窒素ガス系統説明図

(省略)

変更後



第 10.3.1 図 電源設備

第 10.4.1 図 補機冷却設備

(変更なし)

第 10.6.1 図 アルゴンガス供給設備

(変更なし)

第 10.6.2 図 窒素ガス供給設備

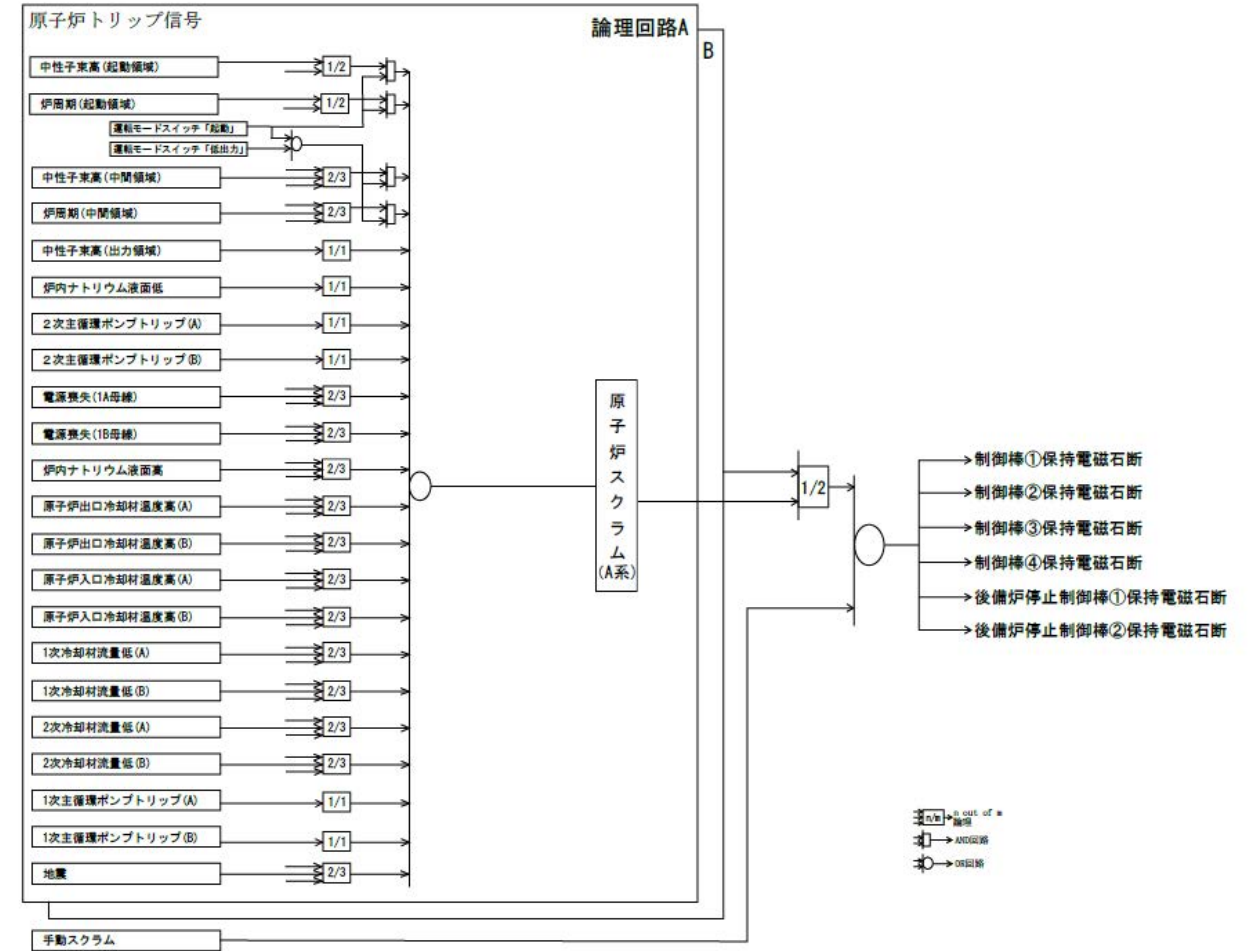
(変更なし)

変更前

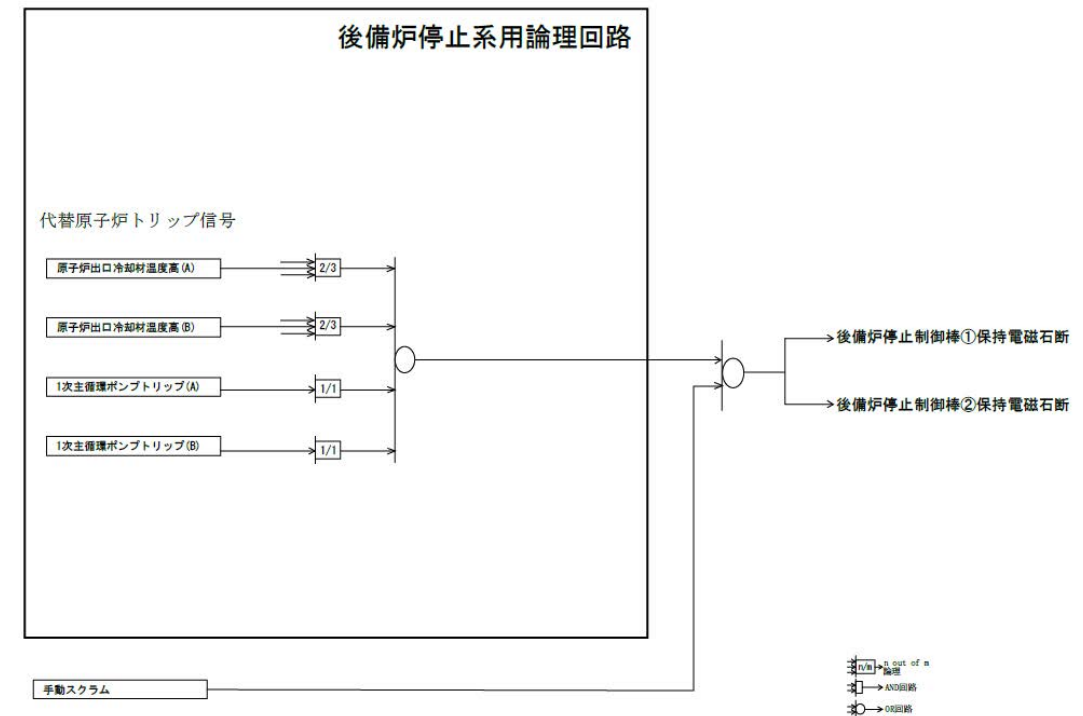
変更後

(なし)

(なし)



第 10.11.1 図 後備炉停止系作動回路説明図 (1/2)



第 10.11.1 図 後備炉停止系作動回路説明図 (2/2)

変更前	変更後
<p><u>第 10.10.1 図</u> 計測線付実験装置（自己作動型炉停止機構開発用） （省略）</p>	<p><u>第 10.12.1 図</u> 計測線付実験装置（自己作動型炉停止機構開発用） （変更なし）</p>
<p><u>第 10.10.2 図</u> 照射用実験装置（参考用：本体設備 1/2） （省略）</p>	<p><u>第 10.12.2 図 (1/2)</u> 照射用実験装置（参考用：本体設備 1/2） （変更なし）</p>
<p><u>第 10.10.2 図</u> 照射用実験装置（参考用：本体設備 2/2） （省略）</p>	<p><u>第 10.12.2 図 (2/2)</u> 照射用実験装置（参考用：本体設備 2/2） （変更なし）</p>
<p><u>第 3.1.4 図</u> 炉内ナトリウム流路図</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 3.2.3 図</u> 炉心燃料集合体の製造工程概略図</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 7.2.4 図</u> 放射性廃棄物の流れと環境放出</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 8.2.1 図</u> 放射線管理用設備配置図</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 9.2.2 図</u> 原子炉格納施設概要図</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 11.2.1 図</u> 平衡炉心マトリックス</p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 11.5.4 図</u> 反応度-10ϕのステップ変化に対する応答 <u>(原子炉冷却材温度制御系OFF：制御棒自動操作)</u> <u>[熱出力 140MW]</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>
<p><u>第 11.5.5 図</u> 反応度-10ϕのステップ変化に対する応答 <u>(原子炉冷却材温度制御系ON：制御棒自動操作)</u> <u>[熱出力 140MW]</u></p>	<p><u>(削除)</u></p>

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）
原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の新旧対比表
【添付書類九】

変更前	変更後
<p>1. 序</p> <p><u>本章では、本原子炉の障害対策に関連する施設及び放射線管理の概要についてのべる。</u></p> <p><u>具体的な放射線管理については原子炉施設の最終的な細部設計に合わせて、さらに十分検討を行い、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第37条にもとづき認可申請する原子炉施設保安規定に明確に定める。</u></p> <p>2. <u>放射線管理の考え方</u></p> <p><u>敷地周辺の公衆及び本原子炉の従業員が受けると予想される線量が、我が国の現行法規に規定された線量限度を十分に下まわるように遮へい設計を行う。</u></p> <p><u>従業員に対しては無用、不測の放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入の制限、作業時間の規制等を行う。一般公衆に対しても同様に周辺監視区域を設定して立入の制限及び居住の制限を行う。</u></p> <p><u>本原子炉施設の内外、周辺監視区域等の放射線レベル、放射性物質濃度等を定期的に監視し、また本原子炉外へ搬出及び排出する放射性物質及び放射性汚染物を監視することにより、施設内外の環境を監理する。</u></p> <p><u>とくに職員に対しては各個人の線量を明らかにし、平常時はもちろん異常事故に際しても、各個人の安全を常時監視して不慮の事態が起こらないようにする。また各個人について定期的健康診断等を行い、身体的状態を把握する。職員に対しては放射線防護に必要な教育訓練を実施する。</u></p> <p>3. <u>管理区域、周辺監視区域及び作業区分</u></p> <p>3.2 <u>管理区域の区分</u></p> <p><u>管理区域内は、外部放射線に起因する放射線管理区域と、空気及び表面の放射能汚染に起因する汚染管理区域に区分する。さらに放射線管理区域は、その外部放射線に係る線量の高低により、また汚染管理区域は放射能汚染度の高低により区域内をそれぞれ二種類程度に区分し、段階的な出入管理を行って従業員の被ばく管理などが容易かつ確実に出来るようにする。</u></p>	<p>1. <u>放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針</u></p> <p><u>原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合において、放射線業務従事者等が業務に従事する場所について、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じることで、通常運転時における放射線業務従事者等の放射線被ばくが「線量告示」に定められた線量限度を超えないように、その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する。</u></p> <p><u>また、大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減するものとし、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」(1)を参考に、年間50μGy以下となるように設計する。</u></p> <p><u>放射性廃棄物の廃棄については、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるものとし、ここでは、全ての燃料集合体の燃焼度が一律に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定した上で、通常運転時における大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の放射線被ばくについて、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(2)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(3)を参考とし、その実効線量が年間50μSvを下回ることを確認する。</u></p> <p><u>なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</u></p> <p>2. <u>放射線の被ばく管理</u></p> <p>2.1 <u>管理区域及び周辺監視区域の設定</u></p> <p><u>原子炉施設では、放射線業務従事者等の不要な放射線被ばくを防止するため、管理区域を設定し、立入管理等を行う。また、大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の不要な放射線被ばくを防止するため、周辺監視区域を設定し、居住制限及び立入管理等を行う。</u></p>

3.1 管 理 区 域

平常時に、外部放射線に係る線量、放射性物質の空気中の濃度又は表面密度が法律によって定められた値を超える可能性のある区域を管理区域とする。ただし実際には放射線管理の便も考慮してこの区域を設定する。原則として次の各建物を管理区域とする。

原子炉建物

原子炉附属建物 (制御室等一部を除く)

メンテナンス建物 (一部を除く)

廃棄物処理建物 (一部を除く)

運転管理棟 (一部)

第一使用済燃料貯蔵建物 (一部を除く)

第二使用済燃料貯蔵建物 (一部を除く)

3.3 周辺監視区域

法令の定める周辺監視区域にかかわる線量限度、すなわち実効線量が年間1ミリシーベルトを超えるか、またはそのおそれのある区域を周辺監視区域とする。ただし管理の便を考慮し、大洗研究開発センター(北地区)の敷地(一部を除く)及び同センター(南地区)の敷地(一部を除く)を周辺監視区域とする。

3.4 管理区域内での作業の基準

管理区域内で行われる作業は、線量を管理し易くするためにその作業の内容によって3種に区分し、計画された線量を次のように定める。

A作業 : 常時行う日常作業。過度の放射線を受けるおそれのない作業で、月間1ミリシーベルト以下とする。

B作業 : 定期的に立入り、作業時間などを適当に管理して行う作業で、月間4ミリシーベルト以下とする。また1回の作業で被ばくする線量は原則として1ミリシーベルト以下とし、特別の場合でも4ミリシーベルト以下になるようにする。

C作業 : 事故、故障及び修理などの場合にまれに行われる作業で、計画された線量は特に規定せず線量率等を測定し、作業時間を厳重に管理して行う。

上記B作業のうち、主なるものを次に示す。

- ・ 1次冷却系ナトリウム機器の保守点検
- ・ 制御棒駆動装置の保守点検(炉停止中)
- ・ 1次冷却材ナトリウム純化系バルブ操作
- ・ カバーガス系バルブ操作

10. 職員の被ばく管理

10.1 概 要

原子炉施設の放射線業務従事者等の被ばく管理は、線量が法令の定める限度を超えないよう常に監視評価するとともに、各人の線量を合理的に達成できる限り低く保ち、かつ不必要な被ばくが避けられるよう管理区域への出入管理、作業方法、作業時間、防護具着用などの放射線防護対策に細心の注意を払う。

2.1.1 管理区域

原子炉施設内で外部放射線に係る線量、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質の濃度が、「線量告示」に定める管理区域に係る値を超え、又は超えるおそれのある場所を管理区域とする。管理区域の設定範囲・区分等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定めるものとするが、原則として、以下の建物を設けるものとする。

原子炉建物及び原子炉附属建物 (中央制御室等一部を除く。)

メンテナンス建物 (一部を除く。)

廃棄物処理建物 (一部を除く。)

旧廃棄物処理建物 (一部を除く。)

第一使用済燃料貯蔵建物 (一部を除く。)

第二使用済燃料貯蔵建物 (一部を除く。)

2.1.2 周辺監視区域

管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が、「線量告示」に定める周辺監視区域外の線量限度を超えるおそれのない区域を周辺監視区域とする。ただし、管理の便を考慮し、大洗研究所(北地区)の敷地(一部を除く。)及び同所(南地区)の敷地(一部を除く。)を周辺監視区域とする。

2.2 放射線被ばく管理

10.3 管理区域への出入管理

管理区域への出入管理の基本的な考え方は次のとおりである。

- (1) 管理区域には、原則としてあらかじめ指定された者以外の立入りを禁止する。
- (2) 管理区域へ立入る者については、警報付ポケット線量計及びTLDバッチ等の着用を確認する。
- (3) 管理区域内の高線量率区域及び汚染管理区域に対しては立入制限を行う。
- (4) 汚染管理区域に立入る場合は、必要に応じて適切な防護具を着用させる。
- (5) 汚染管理区域から退出する場合は、ハンドフットモニタなどにより、汚染検査を行わせる。汚染がみられた場合には、手洗、シャワーなどにより除染を行わせる。

10.2 線量の監視評価

線量の監視評価の基本方針は次のとおりである。

- (1) 管理区域に立入る者に対しては、TLDバッチ等積算用の個人線量計及び作業中は警報付ポケット線量計等被ばく監視計を着用させ、外部被ばくによる線量を測定監視する。
- (2) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて、たとえば局部被ばく用の個人線量計や中性子用ポケット線量計など適切な測定器を着用させその都度線量を測定評価する。
- (3) 汚染管理区域にしばしば立入る者などで放射性物質の体内摂取のおそれのあるものについては、定期的に内部被ばくによる線量の評価を行う。

5. 放射性廃棄物処理の考え方

設計の基本方針として、通常運転時はもとより、炉心燃料要素数の1%が破損している状態で運転を継続しても、周辺環境への影響を十分に線量限度以下に抑えることができるよう設計する。

6. 気体廃棄物処理

6.1 気体廃棄物の発生源と推定発生量

6.1.1 気体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1) 廃ガス処理系からの排ガス

1次カバーガス系、破損燃料検出系、燃料取扱系（燃料交換機、燃料出入機、トランスフェロータ、キャスクカー、燃料洗浄設備）、燃料受入貯蔵系（装填燃料設備）から排出されるアルゴン廃ガス並びに1次冷却系窒素ガス予熱系及び安全容器呼吸系から排出される窒素廃ガスには気体状の放射性核種が含まれる可能性がある。

排ガスに含まれる気体状の放射性廃棄物は、アルゴン及び窒素の放射化により生成された放射性核種と破損燃料が存在する場合あるいはFFDL試験用集合体を装荷した場合の核分裂生成ガス等とからなる。廃ガス処理系から排出される気体のうち比較的線源強度の高い1次アルゴン廃ガスはダンプタンクを経由させ減衰させてから気体廃棄物処理系へ送気される。気体廃棄物処理系へ送られてきた廃ガスはガスモニタで放射能レベルを監視し、必要に応じて貯留タンクに注入し、放射能を十分減衰させてから、フィルタを通して主排気筒から大気へ放出する。

(2) 原子炉格納容器換気系からの排気

原子炉格納容器内において、1次アルゴンガス系配管に用いられているベローズシール弁や溶接継手からカバーガスの漏えいがあるとすれば原子炉の運転に伴い、その中に含まれる若干の放射性物質が床

2.2.1 管理区域の出入管理

管理区域の出入管理として、以下の措置を講じることを基本方針とする。なお、管理区域の出入管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

- (1) あらかじめ指定された者（放射線業務従事者等）以外の管理区域への出入りを禁止する。また、放射線業務従事者等にあっても、高線量率又は汚染が想定されるエリア等を区画し、当該エリアへの出入りを制限する。
- (2) 管理区域の出入りには、あらかじめ定められた出入口を使用するとともに、放射線業務従事者等は、個人線量計及び指定された防護具を着用するものとする。
- (3) 管理区域から退出する場合は、手、足及び衣服等の汚染検査を実施する。

2.2.2 放射線被ばくの評価

放射線業務従事者等は、個人線量計を着用するものとし、定期的に又は必要の都度、その外部被ばくによる線量を評価する。また、定期的に又は必要の都度、体外計測等により内部被ばくによる線量を評価する。放射線業務従事者等の線量は、あらかじめ定めた線量限度を超えないものとする。なお、放射線被ばくの評価の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。さらに、放射線業務従事者については、定期的に健康診断を実施し、その身体的状態を把握するとともに、必要な教育・訓練を行うものとする。

3. 放射性廃棄物の廃棄

3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理

3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量

(1) 放射性気体廃棄物の発生源

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。

アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットⅠ（2基（予備1基）：プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニットⅡ（2基（予備1基）：プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成）がある。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。

なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射

下窒素雰囲気中に混入する。床下窒素雰囲気中の窒素ガスは年1回の定期検査時に空気と置換する際フィルタを通して主排気筒から大気へ放出する。

(3) 原子炉附属建物換気系からの排気

原子炉附属建物内において、1次アルゴンガス系配管あるいは気体廃棄物処理系の配管類から廃ガスの漏えいがあれば、その中に含まれる放射性物質が空気中に移行するので若干の放射能が換気空気に混在する。原子炉附属建物内の空気はフィルタを経て連続的に換気されておりガスモニタで放射能レベルを監視しつつ主排気筒から大気へ放出する。

(4) その他の建物換気系からの排気

廃棄物処理建物、メンテナンス建物において洗浄液中に含まれている放射性物質が空気中に移行するとすると若干の放射能が換気空気に混在することとなる。また、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おいて使用済燃料集合体を収納している缶詰缶からの漏えいがあるとすれば、その中に含まれる若干の放射性物質が換気空気に混入することとなる。

これらの各建物内の空気はフィルタを経て、ガスモニタで放射能レベルを監視しつつ排気筒から大気へ放出する。

6.1.2 気体廃棄物の推定発生量

(1) 廃ガス処理系からの排ガス

廃ガス処理系からの排ガスに含まれる気体状の放射性物質は、アルゴン及び窒素の放射化により生成された放射性核種と破損燃料等が存在する場合の核分裂生成ガス等とからなる。

アルゴン及び窒素の放射化により生成される放射性核種のうち比較的半減期の長いものはAr-41とC-14であるがこれら核種の環境への放出量はわずかで、破損燃料からの核分裂生成希ガスに比べて無視し得る程度である。

本実験炉ではある程度の燃料破損があっても運転を継続することがあり得る。そこで仮に燃料のすべてが健全に最高燃焼度に達した時その一部の燃料被覆管に欠陥ができ、その時点までに炉心に蓄積されていた核分裂生成ガスのうち1%相当量がナトリウム中に放出されるとともに、その後も引続いて原子炉が運転され、炉心で新たに生成する核分裂生成ガスの1%相当量がナトリウム中に連続的に放出されるとして計算する。

最高燃焼度に到達している燃料が破損した場合に燃料から漏えいする量(RiI)w (Bq) は次式で与えられる。

$$(R_i^I)w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_o}) \quad \dots\dots\dots (6.1-1)$$

ここで、

- Ff : 破損燃料割合 0.01
- K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)
- Yi : 核種iの核分裂収率
- λi : 核種iの崩壊定数 (1/s)
- To : 最高燃焼度に対応する積算運転日数 (s)

その後の継続運転により破損燃料より漏えいする核分裂生成ガス量(RiC)w (Bq/s) は次式で与えられる。

性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。

圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。

(2) 放射性気体廃棄物の推定発生量

放射性気体廃棄物の発生量の推定にあたっては、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定するものとする。なお、廃ガスには、アルゴンガス、窒素ガス及び冷却材中不純物の放射化により生成された放射性核種が含まれる。このうち、比較的半減期の長いものは、Ar-41及びC-14であるが、その放出量は、上記で仮定する放射性気体廃棄物と比較して無視できる程度である。

全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^I)w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_o})$$

ここで (RiI)w : 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

- Ff : 破損燃料割合 0.01
- K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)
- Yi : 核種iの核分裂収率
- λi : 核種iの崩壊定数 (1/s)
- To : 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^c)w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i \quad \dots\dots\dots (6.1-2)$$

破損燃料から漏えいした核分裂生成ガスを含む1次アルゴンカバーガスはダンプタンク、圧力調整ヘッダ、低圧タンクを経由し廃ガスヘッダ、廃ガス浄化用フィルタを通過した後放射線モニタで測定される。廃ガス中の放射能濃度が $1.1 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 以上の場合は貯留タンクに圧縮貯留し放射能を十分減衰させてからチャコールフィルタを通して主排気筒から大気中に放出する。

この場合、MK-III炉心熱出力 140 MW t 運転時にこの系統から環境に放出される希ガスの放出率は第 6.1.1 表に示すとおり約 $8.1 \times 10^{14} \text{ Bq/y}$ (γ 線実効エネルギー 0.043 MeV、 β 線実効エネルギー 0.14 MeV) となる。

放射性よう素の放出率はごくわずかであり、ナトリウム相からカバーガス相への移行割合を 10^{-5} 、廃ガス配管壁へのガス相中よう素の付着割合を 0 とする保守的評価をしたとしても、MK-III炉心熱出力 140 MW t 運転時に約 $1.2 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ である。

また炉心燃料からの核分裂生成ガスの放出がほとんどなく、したがって廃ガス浄化用フィルタを通過した廃ガス中の放射能濃度が $1.1 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ より低い場合、廃ガスは貯留タンクをバイパスしてチャコールフィルタを通過させたのち主排気筒から大気放出する。この場合の希ガス及び放射性よう素の環境放出量は運転中に想定し得る廃ガスの濃度と発生量とからそれぞれ約 $3.4 \times 10^{13} \text{ Bq/y}$ 、約 $2.7 \times 10^7 \text{ Bq/y}$ となる。

また対象となる放出ガス中の放射性核種組成は、これがバイパス放出であることを考慮して 6.1.2 表に示すものとする。

限界照射試験時あるいは FFDL 試験時に試験用要素から漏えいする可能性のある核分裂生成ガス量は、上記と同様の考え方にに基づき計算する。すなわち、試験用要素から漏えいした核分裂生成ガスを含む1次アルゴンカバーガスはダンプタンク、圧力調整ヘッダ、低圧タンクを経由し廃ガスヘッダ、廃ガス浄化用フィルタを通過した後貯留タンクに圧縮貯留し、放射能を十分減衰させてからチャコールフィルタを通して主排気筒から大気中に放出する。

この場合、限界照射試験時にこの系統から環境へ放出される可能性のある希ガス及び放射性よう素の放出量の最大は第 6.1.3 表に示すとおり、それぞれ約 $8.5 \times 10^{12} \text{ Bq}$ 及び約 $1.1 \times 10^7 \text{ Bq}$ であり、MK-III炉心熱出力 140MW t 平常運転時に想定した破損燃料からの核分裂生成ガスの放出量との比において約 1×10^{-2} と十分小さい。

また、FFDL 試験時にこの系統から環境に放出される希ガス及び放射性よう素の放出量は、第 6.1.4 表に示すとおりそれぞれ約 $4.3 \times 10^{11} \text{ Bq}$ 、約 $5.7 \times 10^5 \text{ Bq}$ であり、MK-III炉心熱出力 140 MW t 平常運転時に想定した破損燃料からの核分裂生成ガスの放出量との比において約 5×10^{-4} と無視し得る程度である。

したがって、限界照射試験時あるいは FFDL 試験時の一般公衆の線量は十分小さく、平常運転時の値に比べて無視し得る程度である。

(2) 原子炉格納容器換気系からの排気

原子炉格納容器内のカバーガス系機器・配管からの漏えいによる床下室素雰囲への流入量 $(R_i)c$ (Bq/y) は次式で与えられる。

(省略)

年1回の定期検査時に空気と置換する際カバーガス系から床下室素雰囲気中へ漏えいした放射性物質の全量が排出されるとしても、その量は破損燃料からの核分裂生成希ガスとの比において約 1×10^{-3} と無視し

$$(R_i^c)w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i$$

ここで $(R_i)c$: 継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。

アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が $1.1 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。

貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $5.9 \times 10^{14} \text{ Bq/y}$ 及び約 $8.7 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ である(第 3.1.1 表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあっては、1次冷却材中に存在するよう素の 10-3%が1次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は 90%とした。

また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が $1.1 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 $3.4 \times 10^{13} \text{ Bq/y}$ 及び約 $3.1 \times 10^7 \text{ Bq/y}$ となる(第 3.1.2 表参照)。

なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用要素において被覆管が開孔した場合に、1次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1次アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $8.3 \times 10^{12} \text{ Bq/y}$ 及び約 $1.0 \times 10^7 \text{ Bq/y}$ である(第 3.1.3 表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分に小さく、無視できる程度である。

得る程度である。

(3) 原子炉附属建物換気系からの排気

原子炉附属建物内の1次カバーガス系あるいは廃ガス処理系の機器配管からの漏えい量 (Ri) A (Bq / y) は次式で与えられる。

(省略)

この系統からの希ガスの環境放出量は、破損燃料からの核分裂生成希ガスとの比において約 2×10^{-4} と無視し得る程度である。

(4) その他の建物換気系からの排気

廃棄物処理建物、メンテナンス建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物からの放射性物質の放出量はごくわずかであり、希ガスの環境放出量はいずれの場合も廃ガス処理系からの廃ガス中に含まれる核分裂生成希ガスとの比において 1.0×10^{-5} 未満と無視し得る程度である。

(5) 高速実験炉の年間放出量

高速実験炉の平常運転時における気体廃棄物の年間放出量は上記(1)～(4)の結果からMK-III炉心において希ガス約 8.4×10^{14} Bq / y、よう素-131 約 1.2×10^9 Bq / y である。

6.2 気体廃棄物の放出管理

高速実験炉から通常時に発生する気体廃棄物は第 6.2.1 図に示される廃ガス処理設備を経由して主排気筒より放出される。

廃ガスヘッドに集められたガスの放射能は廃ガス浄化用フィルタを通過した後モニタで測定され設定値と比較され、その高低に応じて次のように二通りの放出形態のいずれかをもって処理される。

廃ガス中の放射能濃度が 1.1×10^3 Bq / cm³ より低い場合、廃ガスは貯留タンクをバイパスしてフィルタを通過させたのち主排気筒下部へ導かれ、そこで各建物の換気と混合希釈され排風機により主排気筒上部に送られて大気中へ連続的に放出される。この際主排気筒にも別にモニタが設けられており放出ガスの濃度を連続監視している。

廃ガス中の放射能濃度が 1.1×10^3 Bq / cm³ 以上の場合、廃ガスは貯留タンクに圧縮貯留し、適当な濃度にまで減衰させる。貯留タンクは容量 20m³、使用圧力 9 kg / cm² g のものが3基設けられている。平常運転時はこの内の2基を交互に使用し、残りの1基は異常な事態に備えて常に待機される。貯留タンクにはサンプリング機構が設置されており、これによりタンク内の放射能が十分減衰したことが確認できる。この貯留タンクにより適当な放射能濃度にまで減衰したガスは、更に廃ガス浄化用フィルタでろ過してガス中の放射性物質、主としてよう素を捕集した後主排気筒より大気中へ間欠的に放散される。

「6.1 気体廃棄物の発生源と推定発生量」及び「9. 平常運転時における一般公衆の線量評価」の結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値を以下のとおり設定する。

希ガス	8.4×10^{14} Bq / y (MK-III炉心 140 MW t 出力時)
よう素-131	1.2×10^9 Bq / y (MK-III炉心 140 MW t 出力時)

3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値は、以下のよう設定する。

希ガス	6.2×10^{14} Bq / y
よう素 (I-131 換算*)	8.9×10^8 Bq / y

* I-131、I-132、I-133、I-134 及び I-135 の吸入摂取による小児の実効線量係数を使用

第6.1.1表 貯留タンクを經由して放出（間欠放出）される核分裂生成ガス〔MK-Ⅲ炉心〕

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線エネルギー (MeV)	β線エネルギー (MeV)	貯留タンクへの年間注入量 (Bq/y)	貯留タンク14日間冷却後の排出量 (Bq/y)	主排気筒からの年間放出量 (Bq/y)	
希ガス	Xe-137	6.23	3.83m	0.181	1.766	2.6×10^{-23}	~0	~0
	Xe-135m	1.39	15.65m	0.432	0.095	8.5×10^2	~0	~0
	Xe-138	5.54	14.17m	1.183	0.611	4.0×10^2	~0	~0
	Kr-87	1.56	76.3m	0.793	1.323	4.5×10^{10}	~0	~0
	Kr-83m	0.43	1.83h	0.0025	0.037	7.0×10^{10}	~0	~0
	Kr-88	2.08	2.80h	1.950	0.377	1.6×10^{12}	~0	~0
	Kr-85m	0.85	4.48h	0.159	0.253	2.4×10^{12}	6.1×10^{-11}	6.1×10^{-11}
	Xe-135	7.11	9.08h	0.250	0.316	8.3×10^{13}	6.0×10^2	6.0×10^2
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	0.190	4.2×10^{13}	5.6×10^{11}	5.6×10^{11}
	Xe-133	6.83	5.29d	0.045	0.135	4.8×10^{15}	7.6×10^{14}	7.6×10^{14}
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.020	0.143	7.3×10^{13}	3.2×10^{13}	3.2×10^{13}
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	0.251	1.3×10^{13}	1.3×10^{13}	1.3×10^{13}
	合計 (Bq)	—	—	—	—	5.0×10^{15}	8.1×10^{14}	8.1×10^{14}
	γ線 (Bq-MeV)	—	—	—	—	2.4×10^{14}	3.5×10^{13}	3.5×10^{13}
β線 (Bq-MeV)	—	—	—	—	7.0×10^{14}	1.1×10^{14}	1.1×10^{14}	
ヨウ素	I-131	3.68	8.06d	0.381	0.195	4.0×10^{10}	1.2×10^{10}	1.2×10^9
	I-132	5.11	2.28h	2.253	0.498	2.0×10^7	~0	~0
	I-133	6.80	20.8h	0.608	0.416	3.0×10^9	4.0×10^4	4.0×10^3
	I-134	7.43	52.6m	2.750	0.599	2.0×10^5	~0	~0
	I-135	6.41	6.61h	1.645	0.382	4.2×10^8	2.1×10^{-7}	2.1×10^{-8}
	合計 (Bq)	—	—	—	—	4.3×10^{10}	1.2×10^{10}	1.2×10^9

第3.1.1表 貯留タンクを經由して放出（間欠放出）される核分裂生成ガス

核種	核分裂収率 ⁽⁴⁾ (%)	半減期 ⁽⁵⁾	ガンマ線 ⁽⁵⁾ エネルギー (MeV)	貯留タンクへの年間注入量*1 (Bq/y)	貯留タンク14日間冷却後の排出量*1 (Bq/y)	主排気筒からの年間放出量*1 (Bq/y)		
希ガス	Kr-83m	0.43	1.83h	0.0025	5.0×10^{10}	~0	~0	
	Kr-85m	0.86	4.48h	0.159	1.8×10^{12}	~0	~0	
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	1.2×10^{13}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}	
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	3.2×10^{10}	~0	~0	
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	1.2×10^{12}	~0	~0	
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	~0	
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	~0	
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	5.3×10^{13}	2.4×10^{13}	2.4×10^{13}	
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	3.0×10^{13}	4.1×10^{11}	4.1×10^{11}	
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.5×10^{15}	5.5×10^{14}	5.5×10^{14}	
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	6.2×10^2	~0	~0	
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	6.0×10^{13}	4.4×10^2	4.4×10^2	
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	~0	
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.9×10^2	~0	~0	
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	~0	
	合計 (Bq)				3.6×10^{15}	5.9×10^{14}	5.9×10^{14}	
	合計 (MeV・Bq)				1.8×10^{14}	2.6×10^{13}	2.6×10^{13}	
	ヨウ素	I-131	3.70	8.06d		2.9×10^{10}	8.7×10^9	8.7×10^8
		I-132	5.13	2.28h		1.4×10^7	~0	~0
I-133		6.81	20.8h		2.1×10^9	2.9×10^4	2.9×10^3	
I-134		7.42	52.6min		1.5×10^5	~0	~0	
I-135		6.39	6.61h		3.0×10^8	~0	~0	
合計 (Bq)					3.2×10^{10}	8.7×10^9	8.7×10^8	

*1 : $1 \times 10^{-1} \text{Bq/y}$ 以下については、「~0」とする。

第6.1.2表 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)される核分裂生成ガス [MK-III炉心]

核種		貯留タンクをバイパスして放出される核分裂生成ガスの年間放出量 (Bq/y)	
希ガス	Xe -137	~0	
	Xe -135 m	2.1×10^3	
	Xe -138	1.0×10^3	
	Kr - 87	2.0×10^{10}	
	Kr - 83 m	2.2×10^{10}	
	Kr - 88	3.1×10^{11}	
	Kr - 85 m	3.0×10^{11}	
	Xe -135	5.7×10^{12}	
	Xe -133 m	4.9×10^{11}	
	Xe -133	2.7×10^{13}	
	Xe -131 m	2.7×10^{11}	
	Kr - 85	1.3×10^{10}	
	合計 (Bq)		3.4×10^{13}
	γ線 (MeV・Bq)		3.3×10^{12}
β線 (MeV・Bq)		5.8×10^{12}	
よう素	I -131	1.8×10^7	
	I -133	8.7×10^6	

第3.1.2表 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)される核分裂生成ガス

核種		主排気筒からの年間放出量*1 (Bq/y)
希ガス	Kr-83m	2.4×10^{10}
	Kr-85m	3.3×10^{11}
	Kr-85	1.4×10^{10}
	Kr-87	2.2×10^{10}
	Kr-88	3.5×10^{11}
	Kr-89	~0
	Kr-90	~0
	Xe-131m	2.7×10^{11}
	Xe-133m	4.8×10^{11}
	Xe-133	2.7×10^{13}
	Xe-135m	2.0×10^3
	Xe-135	5.6×10^{12}
	Xe-137	~0
	Xe-138	1.1×10^3
Xe-139	~0	
合計 (Bq)		3.4×10^{13}
合計 (MeV・Bq)		3.4×10^{12}
よう素	I-131	1.8×10^7
	I-132	5.3×10^5
	I-133	8.7×10^6
	I-134	1.4×10^4
	I-135	3.9×10^6
合計 (Bq)		3.1×10^7

*1: 1×10^{-1} Bq/y 以下については、「~0」とする。

第6.1.3表 限界照射試験用集合体からの核分裂生成ガスの放出量

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線エネルギー (MeV)	β線エネルギー (MeV)	貯留タンクへの年間注入量 (Bq/y)	貯留タンク14日間冷却後の排出量 (Bq/y)	主排気筒からの年間放出量 (Bq/y)	
希ガス	Xe-137	6.23	3.83m	0.181	1.766	~0	~0	~0
	Xe-135m	1.46	15.65m	0.432	0.095	5.7×10 ⁹	~0	~0
	Xe-138	5.33	14.17m	1.183	0.611	2.5×10 ⁹	~0	~0
	Kr-87	1.40	76.3m	0.793	1.323	2.5×10 ⁸	~0	~0
	Kr-83m	0.41	1.83h	0.0025	0.037	4.2×10 ⁸	~0	~0
	Kr-88	1.86	2.80h	1.950	0.377	9.0×10 ⁹	~0	~0
	Kr-85m	0.79	4.48h	0.159	0.253	1.4×10 ¹⁰	~0	~0
	Xe-135	7.20	9.08h	0.250	0.316	5.3×10 ¹¹	3.9×10 ⁹	3.9×10 ⁹
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	0.190	2.7×10 ¹¹	3.5×10 ⁹	3.5×10 ⁹
	Xe-133	6.85	5.29d	0.045	0.135	3.5×10 ¹³	5.5×10 ¹²	5.5×10 ¹²
	Xe-131m	0.053	11.9d	0.020	0.143	7.8×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹	3.5×10 ¹¹
	Kr-85	0.18	10.73y	0.0022	0.251	2.6×10 ¹²	2.6×10 ¹²	2.6×10 ¹²
	合計 (Bq)	—	—	—	—	3.9×10 ¹³	8.5×10 ¹²	8.5×10 ¹²
	γ線 (Bq-MeV)	—	—	—	—	1.8×10 ¹²	2.6×10 ¹¹	2.6×10 ¹¹
β線 (Bq-MeV)	—	—	—	—	5.7×10 ¹²	1.5×10 ¹²	1.5×10 ¹²	
イヨウ素	I-131	3.79	8.06d	0.381	0.195	3.5×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁷
	I-132	5.21	2.28h	2.253	0.498	1.3×10 ⁵	~0	~0
	I-133	6.82	20.8h	0.608	0.416	1.9×10 ⁷	2.5×10 ²	2.5×10 ¹
	I-134	7.38	52.6m	2.750	0.599	1.2×10 ³	~0	~0
	I-135	6.39	6.61h	1.645	0.382	2.6×10 ⁶	1.4×10 ⁻⁹	1.4×10 ⁻¹⁰
	合計 (Bq)	—	—	—	—	3.7×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁷

第6.1.4表 FFDL試験用集合体からの核分裂生成ガスの放出量 (省略)

第3.1.3表 限界照射試験用要素から放出される核分裂生成ガス

核種	核分裂収率 ⁽⁴⁾ (%)	半減期 ⁽⁵⁾	ガンマ線 ⁽⁵⁾ エネルギー (MeV)	貯留タンクへの年間注入量*1 (Bq/y)	貯留タンク14日間冷却後の排出量*1 (Bq/y)	主排気筒からの年間放出量*1 (Bq/y)	
希ガス	Kr-83m	0.43	1.83h	0.0025	4.3×10 ⁸	~0	~0
	Kr-85m	0.86	4.48h	0.159	1.5×10 ¹⁰	~0	~0
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	2.5×10 ¹²	2.5×10 ¹²	2.5×10 ¹²
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	2.7×10 ⁸	~0	~0
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	9.9×10 ⁹	~0	~0
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	~0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	~0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	7.5×10 ¹¹	3.4×10 ¹¹	3.4×10 ¹¹
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	2.6×10 ¹¹	3.5×10 ⁹	3.5×10 ⁹
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.4×10 ¹³	5.5×10 ¹²	5.5×10 ¹²
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	5.3×10 ⁹	~0	~0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	5.1×10 ¹¹	3.7×10 ⁰	3.7×10 ⁰
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	~0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.5×10 ⁰	~0	~0
Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	~0	
合計 (Bq)				3.8×10 ¹³	8.3×10 ¹²	8.3×10 ¹²	
合計 (MeV・Bq)				1.8×10 ¹²	2.6×10 ¹¹	2.6×10 ¹¹	
イヨウ素	I-131	3.70	8.06d		3.4×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.0×10 ⁷
	I-132	5.13	2.28h		1.2×10 ⁵	~0	~0
	I-133	6.81	20.8h		1.8×10 ⁷	2.5×10 ²	2.5×10 ¹
	I-134	7.42	52.6min		1.3×10 ³	~0	~0
	I-135	6.39	6.61h		2.6×10 ⁶	~0	~0
	合計 (Bq)				3.6×10 ⁸	1.0×10 ⁸	1.0×10 ⁷

*1: 1×10⁻¹Bq/y 以下については、「~0」とする。

(削除)

7. 液体廃棄物処理

7.1 液体廃棄物の発生源とその量

液体廃棄物の主な発生源は、燃料取扱施設における燃料集合体の洗浄液、キャスク機器などの洗浄液、核燃料物質使用施設の汚染セル洗浄液、その他各建物のドレンなどである。主な液体廃棄物の発生源及びその推定量は次のとおりである。

7.2 液体廃棄物の処理系の概要

各建物ごとに設けた廃液タンクあるいは廃液ピットに集められた廃液はその系統別に液体廃棄物A及び液体廃棄物Bに区分して廃棄物処理建物の廃液タンク4基（うち、液体廃棄物A受入タンク2基、液体廃棄物B受入タンク2基）に廃液輸送管等により輸送される。このタンク内で放射能濃度を測定する。

その結果、 α 及び β 、 γ 核種の放射能濃度が移送基準を満足すれば、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送し処理する。

α または β 、 γ 核種の放射能濃度が移送基準を超える場合は、移送基準を満足するように蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。

廃棄物処理建物内の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送られる。このピット内で放射能濃度を測定する。

その結果、濃度限度以下であれば、排水監視ポンドを通じて一般排水溝へ放出する。また、濃度限度を超える場合は、液体廃棄物A受入タンクに送り処理する。

これらの処理により7.1で示した排出放射性液体廃棄物を十分処理することができる。

7.3 液体廃棄物の放出管理

環境への放出は排水監視ポンド（Ⅰ）及び（Ⅱ）の出口において、濃度限度以下になることを確認しつつ行う。

また、放出口近辺の海水、海産物等のサンプリングを定期的に行い周辺への影響を監視する。

3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理

3.2.1 放射性液体廃棄物の発生源と推定発生量

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））に貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。

なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。

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、液体廃棄物処理設備（蒸発濃縮処理装置）を用いて濃縮処理を行う。

なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンク（液体廃棄物A受入タンク）に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、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、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。

放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量を第3.2.1表に示す。

3.2.2 放射性液体廃棄物の放出管理

一般排水溝に放出する放射性液体廃棄物の放出管理目標値は、以下のように設定する。また、排水監視ポンド（Ⅱ）の出口においては、当該液体廃棄物が、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認する。

大洗研究所（南地区） $3.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$

高速実験炉原子炉施設 $8.8 \times 10^7 \text{Bq/y}$

第7.1.1表 液体廃棄物の発生源とその量

発 生 源	排出量	核 種	比 放 射 能	貯留設備
燃料洗浄廃液	131 m ³ /年	Sr-90 Cs-137 Na-22, CP	$7.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 1.3 2.2	液体廃棄物B タンク
キャスク洗浄廃液	10 m ³ /年	同 上	—	液体廃棄物A タンク
機器洗浄廃液	158 m ³ /年	Sr-90 Cs-137 Na-22, CP	3.0 7.4 1.1×10^3	液体廃棄物B タンク
グリッパ洗浄廃液	5 m ³ /年	同 上	同 上	アルコール廃液タンク
原子炉建物ドレン	6 m ³ /年	同 上	—	ピット
使用済燃料プールドレン	300 m ³ /年	Sr-90 Cs-137	$3.7 \times 10^{-2} \sim$ 3.7×10^{-3}	ピット
ホット実験室廃液	72 m ³ /年	FP・他	3.7×10^{-2}	ピット
メンテナンス建物ドレン	6 m ³ /年	FP・他	—	ピット
廃棄物処理建物ドレン	6 m ³ /年	FP・他	$3.7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \times 10^{-2}$	ドレンタンク
照射燃料集合体試験施設 廃液	254 m ³ /年 86 m ³ /年	FP・Pu, U他 同 上	3.7 ~ 3.7×10^{-1} $3.7 \times 10^2 \sim 3.7$	液体廃棄物A タンク 液体廃棄物B タンク
照射材料試験施設No.1セル (αセル) 廃液	2 m ³ /年	同 上	$3.7 \times 10^2 \sim$ 3.7×10^1	液体廃棄物B タンク
使用済燃料輸送キャスク 洗浄廃液	100 m ³ /年	Sr-90 Cs-137	$3.7 \times 10^{-2} \sim$ 3.7×10^{-3}	液体廃棄物A タンク
固体廃棄物前処理施設廃液	30 m ³ /年	FP・Pu, U他	3.7 ~ 3.7×10^{-1}	液体廃棄物A タンク

第3.2.1表 放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

発生源*1	排出量	核種*2	放射性物質濃度	主要な貯留設備
燃料洗浄廃液	131m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	$7.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 1.3Bq/cm ³ 2.2Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
機器洗浄廃液	158m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物B受入タンク
使用済燃料輸送 キャスク洗浄廃液	110m ³ /y	Sr-90 Cs-137	$3.7 \times 10^{-3} \sim$ $3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
使用済燃料 貯蔵設備水冷却池 ドレン水	300m ³ /y	Sr-90 Cs-137	$3.7 \times 10^{-3} \sim$ $3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
グリッパ 洗浄廃液	5m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$	アルコール廃液タンク
ホット実験室廃液	72m ³ /y	FP・他	$3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
メンテナンス建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	$3.7 \times 10^{-3} \sim$ $3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
廃棄物処理建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	$3.7 \times 10^{-2} \sim$ $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物B受入タンク
照射燃料集合体 試験施設廃液	254m ³ /y 86m ³ /y	FP・Pu, U 他 同上	$3.7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^3$ $3.7 \sim 3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク 液体廃棄物B受入タンク
照射材料試験施設 No.1セル(αセル) 廃液	2m ³ /y	FP・Pu, U 他	3.7×10^1 $\sim 3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物B受入タンク
固体廃棄物前処理 施設廃液	30m ³ /y	FP・Pu, U 他	$3.7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク

*1：重水臨界実験装置や洗濯設備の廃液も受け入れる場合がある。

*2：廃液等にはトリチウムを含む。

8. 固体廃棄物処理

8.1 固体廃棄物の発生源とその量

通常運転時における固体廃棄物の発生源とその推定量は次のごとくである。

第8.1.1表 固体廃棄物の発生源とその量

廃棄物種類	発 生 源	貯 蔵 形 式	排 出 量	区 分
スミヤーボロ	燃料取扱 メンテナンス建物	20 ℓ カートンボックス	400 ℓ/週	固体廃棄物A
固 体 雑 屑	同 上	ドラム缶	200 ℓ/月	同 上
使用済イオン交換樹脂	使用済燃料 貯蔵施設	ステンレス 容器	500 ℓ/月	同 上
燃料取扱機器部品	燃 料 取 扱 メンテナンス建物	同 上	ドラム缶 10 本/年	固体廃棄物B
原子炉附属機器	炉附属建物	遮蔽容器	—	同 上
排 気 フ ィ ル タ	炉 排風機建物	格納ボックス	通常区域 1 回/年 ホットエリア 2 回/年	固体廃棄物A
廃 液 固 化 体	廃 液 処 理	ステンレス 容器	2 ～ 3 缶/年	固体廃棄物B

この他に、燃料取扱施設からステンレス鋼を主体とする高放射性廃棄物が将来出てくるものと推定される。その放射能濃度は $3.7 \times 10^{10} \sim 7.4 \times 10^{11} \text{Bq/cm}^3$ と予想されるが、これは規定の金属製構造物に入れる予定である。

また金属ナトリウムの火災事故防止のため、金属ナトリウムが付着しているかあるいは付着しているおそれのある廃棄物は、貯蔵容器に封入する以前に十分脱金属ナトリウム処理を行い得る設備により処理する。

8.2 固体廃棄物の貯蔵施設、処理の方針

廃棄物処理建物内地下に固体廃棄物の貯蔵施設を設け、固体廃棄物は固体廃棄物A・固体廃棄物Bの2種に区分してここに一時貯蔵する。貯蔵庫は貯蔵容量、固体廃棄物A約 100 m³、固体廃棄物B約 35m³あり、「8.1」で示した定常運転時の排出量を1年間以上にわたって貯蔵できる容量を有する。その後、減容保管等の処理を行うため、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送する。

また、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物は、メンテナンス建物内固体廃棄物貯蔵設備に貯蔵する。貯蔵設備は貯蔵容量約 450 m³ である。その後、減容保管等の処理を行うため、大洗研究開発センター（北地区）廃棄物管理施設へ移送する。

3.3 放射性固体廃棄物処理

3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量

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。通常運転時における放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量を第3.3.1表に示す。

3.3.2 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。

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

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

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

第3.3.1表 放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

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

*1：可燃性のものについては、金属製容器又は金属製保管庫に保管する。

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

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

9. 平常運転時における一般公衆の線量評価

9.1 気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量

9.1.1 評価方法の概要

実効線量計算に使用する気体廃棄物として次の2種類を対象とする。

- (1) 貯留タンクにて減衰後放出される希ガス
- (2) 貯留タンクをバイパスして放出される希ガス

(1)は、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向う風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲よりの実効線量を計算する。また、風速については、風向別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

(2)は、放出が連続的な事象であるとして、風向別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲よりの実効線量を計算する。

なお、風が着目方位に隣接する方位へ向っている場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

放出源の有効高さは、主排気筒の地上高80mに吹き上げ高さを加えたものとする。

実効線量の計算は高速実験炉を中心として16方位に分割した周辺監視区域境界外について行い、希ガスのガンマ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

9.1.2 評価に用いる基本式

ガンマ線による空気カーマ率を求める基本式は(9.1-1)式のとおりである。

(省略)

9.1.3 実効線量の計算式⁽⁴⁾

希ガスのガンマ線による実効線量は方位別に(9.1-3)式を用いて計算する。

(省略)

a. 貯留タンクにて減衰後放出される希ガス

間欠的に放出される希ガスのガンマ線による実効線量は(9.1-4)式を用いて計算する。

(省略)

b. 貯留タンクをバイパスして放出される希ガス

連続的に放出される希ガスのガンマ線による実効線量は(9.1-8)式を用いて計算する。

(省略)

9.1.4 計算条件

(省略)

9.1.5 評価結果

第9.1.1図に示す高速実験炉を中心とした16方位の周辺監視区域境界外について「EDAS」コードを用いて計算した希ガスのガンマ線による実効線量計算結果は第9.1.4表に示すとおりである。これによれば、全16方位のうち周辺監視区域境界外において希ガスのガンマ線による実効線量が最大となるのは、高速実験炉の主排気筒から南東方向約270mの敷地境界地点であり、その実効線量は年間約1.1 μ Svであ

4. 通常運転時における一般公衆の実効線量評価

4.1 気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量

4.1.1 概要

気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量の評価に当たっては、希ガスが、以下の方法により放出されることを想定する。

- (1) 貯留タンクを經由し、一定期間減衰後に放出(間欠放出)
- (2) 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)

上記(1)については、当該放出が間欠的であることを踏まえ、着目方位及びその隣接2方位へ向う風の出現頻度の和と年間の放出回数より二項確率分布の信頼度が67%となるように着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を評価する。また、風速については、風向別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

上記(2)については、当該放出が連続的であることを踏まえ、風向別大気安定度別風速逆数の総和を用いて、その放射性雲からの実効線量を評価する。

また、実効線量の評価に当たっては、原子炉施設の主排気筒の地上高さ80mに吹き上げ高さを加えたものを放出源の有効高さとし、原子炉施設の主排気筒を中心とした16方位の周辺監視区域境界外(第4.1.1図)を対象として、実効線量が最大となる地点での実効線量を求める。なお、実効線量の評価に当たっては、風が着目方位に向かっている場合の実効線量とともに、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合の実効線量を考慮し、これらを合計するものとする。

4.1.2 評価に用いる基本式

ガンマ線による空気カーマ率を求める基本式を以下に示す。

(省略)

4.1.3 実効線量の計算式

希ガスのガンマ線による実効線量は方位別に以下の式を用いて計算する。

(省略)

(1) 貯留タンクを經由し、一定期間減衰後に放出(間欠放出)される希ガス

間欠的に放出される希ガスのガンマ線による実効線量は以下の式を用いて計算する。

(省略)

(2) 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)される希ガス

連続的に放出される希ガスのガンマ線による実効線量は以下の式を用いて計算する。

(省略)

(省略)

4.1.4 評価結果

「EDAS」コードを用いて、気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量を評価した結果を第4.1.4表に示す。全16方位のうち、周辺監視区域外において、放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量が最大となるのは、主排気筒から南東方向約260mの地点であり、その実効線量は年間約0.86 μ Svとなった。

第9.1.1表 着目方位及び隣接2方位への最大放出回数

着目方位及びその隣接2方位へ向う風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように求めた着目方位を中心とした3方位への最大放出回数

(単位：回/y)

着目方位	着目方位を中心とした3方位への最大放出回数 n _r
	貯留タンクで減衰後排気
N	4
NNE	4
NE	4
ENE	4
E	3
ESE	5
SE	6
SSE	7
S	8
SSW	9
SW	8
WSW	6
W	4
WNW	4
NW	4
NNW	4

〔 1996年1月～2000年12月の気象観測データを基に評価 〕

第4.1.1表 着目方位及び隣接2方位への最大放出回数

着目方位及び隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように求めた着目方位を中心とした3方位への最大放出回数

着目方位	着目方位を中心とした3方位への最大放出回数* (間欠放出) (回/y)
N	4
NNE	4
NE	4
ENE	4
E	4
ESE	5
SE	6
SSE	7
S	8
SSW	8
SW	8
WSW	6
W	4
WNW	4
NW	4
NNW	4

* 2009年1月～2013年12月の気象観測データを基に評価

第9.1.2表 風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数
〔1996年1月～2000年12月、観測高：80m〕

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別観測回数 N _{d,s} (回)					
	f _d	f _{dt} [*1]	A	B	C	D	E	F [*2]
N	7.9	29.1	2.7	59.9	13.6	290.4	10.2	297.0
NNE	10.8	31.8	1.9	44.9	51.2	593.0	33.8	197.3
NE	13.1	30.0	5.1	94.9	161.4	717.4	36.6	107.8
ENE	6.1	23.1	10.9	105.7	72.0	240.8	23.0	69.6
E	3.8	13.7	11.8	123.2	26.4	107.5	9.0	50.5
ESE	3.8	12.9	26.0	122.4	17.2	98.3	2.8	55.1
SE	5.3	13.6	74.0	187.7	22.0	110.7	1.6	57.6
SSE	4.6	13.8	12.0	64.4	44.8	167.1	19.6	84.4
S	3.9	14.1	2.8	29.0	14.6	140.2	31.6	114.6
SSW	5.7	14.7	3.8	47.3	64.0	197.8	28.8	142.1
SW	5.2	14.3	2.0	59.0	58.2	190.8	21.4	111.6
WSW	3.5	12.2	3.7	58.1	23.2	91.6	16.8	103.8
W	3.6	11.8	7.1	68.0	13.6	94.5	10.0	111.1
WNW	4.8	16.0	14.3	97.2	14.0	106.1	4.8	172.5
NW	7.7	22.9	9.7	103.8	12.2	206.6	3.6	323.2
NNW	10.5	26.0	8.7	113.4	14.0	311.8	8.0	439.4

〔*1〕 着目方位及びその隣接2方向へ向う風の出現頻度の和
〔*2〕 大気安定度FはGを含む。

第9.1.3表 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均
〔1996年1月～2000年12月、観測高：80m〕

風向	風向別大気安定度別風速逆数の総和 S _{d,s} 及び平均 $\bar{S}_{d,s}$ (単位：s/m)											
	A		B		C		D		E		F [*]	
	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$
N	1.85	0.41	26.27	0.43	2.67	0.19	71.73	0.24	1.52	0.15	74.53	0.24
NNE	1.59	0.80	19.67	0.43	9.57	0.18	107.75	0.18	5.53	0.16	58.50	0.29
NE	3.05	0.63	32.37	0.33	28.63	0.17	123.35	0.17	6.06	0.16	38.38	0.35
ENE	4.96	0.53	38.46	0.36	14.45	0.20	60.54	0.24	4.51	0.20	26.47	0.37
E	5.98	0.50	43.76	0.35	6.16	0.22	36.40	0.33	1.70	0.18	20.28	0.40
ESE	10.89	0.41	41.97	0.33	4.36	0.24	30.97	0.31	0.70	0.23	22.03	0.39
SE	18.77	0.25	50.73	0.26	3.93	0.17	31.29	0.28	0.39	0.19	20.76	0.35
SSE	4.04	0.34	19.67	0.30	6.89	0.15	36.78	0.22	3.15	0.16	25.79	0.30
S	1.94	0.63	12.54	0.42	3.07	0.21	31.34	0.22	5.33	0.16	30.45	0.27
SSW	2.26	0.60	20.17	0.42	10.52	0.16	41.44	0.21	4.35	0.15	38.63	0.27
SW	1.56	0.57	25.71	0.42	11.12	0.19	42.58	0.22	3.33	0.15	38.16	0.33
WSW	2.40	0.65	30.36	0.52	5.30	0.22	32.24	0.34	2.50	0.15	35.10	0.33
W	3.53	0.51	30.44	0.44	2.65	0.18	32.75	0.34	1.57	0.16	38.10	0.34
WNW	6.24	0.44	38.70	0.39	2.19	0.16	35.75	0.33	0.93	0.14	51.01	0.29
NW	3.13	0.33	39.65	0.37	2.19	0.17	58.66	0.28	0.66	0.13	84.03	0.25
NNW	3.83	0.44	38.89	0.33	2.39	0.16	78.02	0.25	1.22	0.15	100.62	0.22

〔*〕 大気安定度FはGを含む。

第4.1.2表 風向出現頻度及び風向別大気安定度別観測回数
〔2009年1月～2013年12月、観測高：80m〕

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別観測回数 N _{d,s} (回)					
	f _d	f _{dt} [*1]	A	B	C	D	E	F [*2]
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

〔*1〕 着目方位及びその隣接2方向へ向かう風の出現頻度の和
〔*2〕 大気安定度FはGを含む。

第4.1.3表 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均
〔2009年1月～2013年12月、観測高：80m〕

風向	風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (s/m)											
	A		B		C		D		E		F [*]	
	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$	S _{d,s}	$\bar{S}_{d,s}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

〔*〕 大気安定度FはGを含む。

表 9.1.4 表 放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量

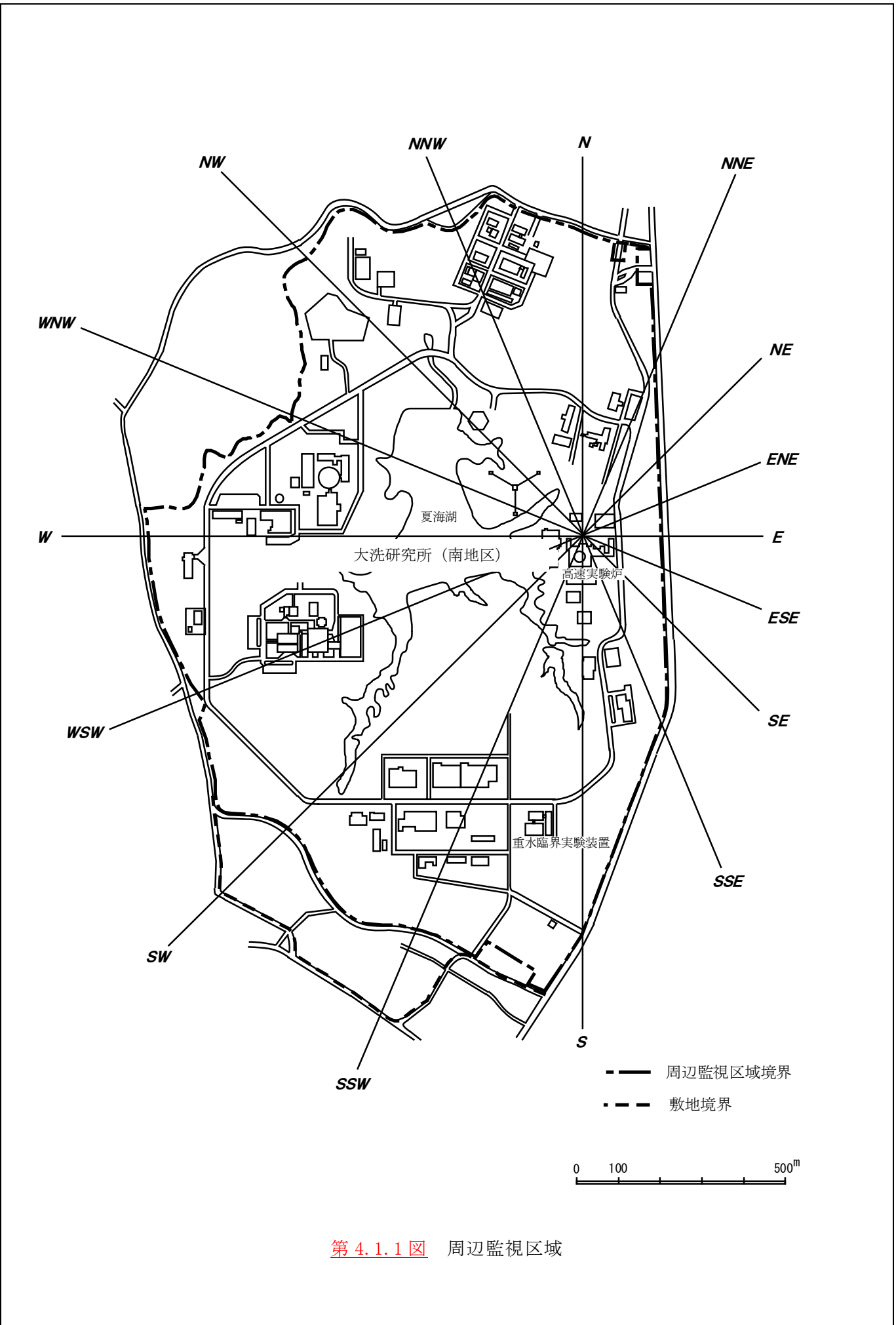
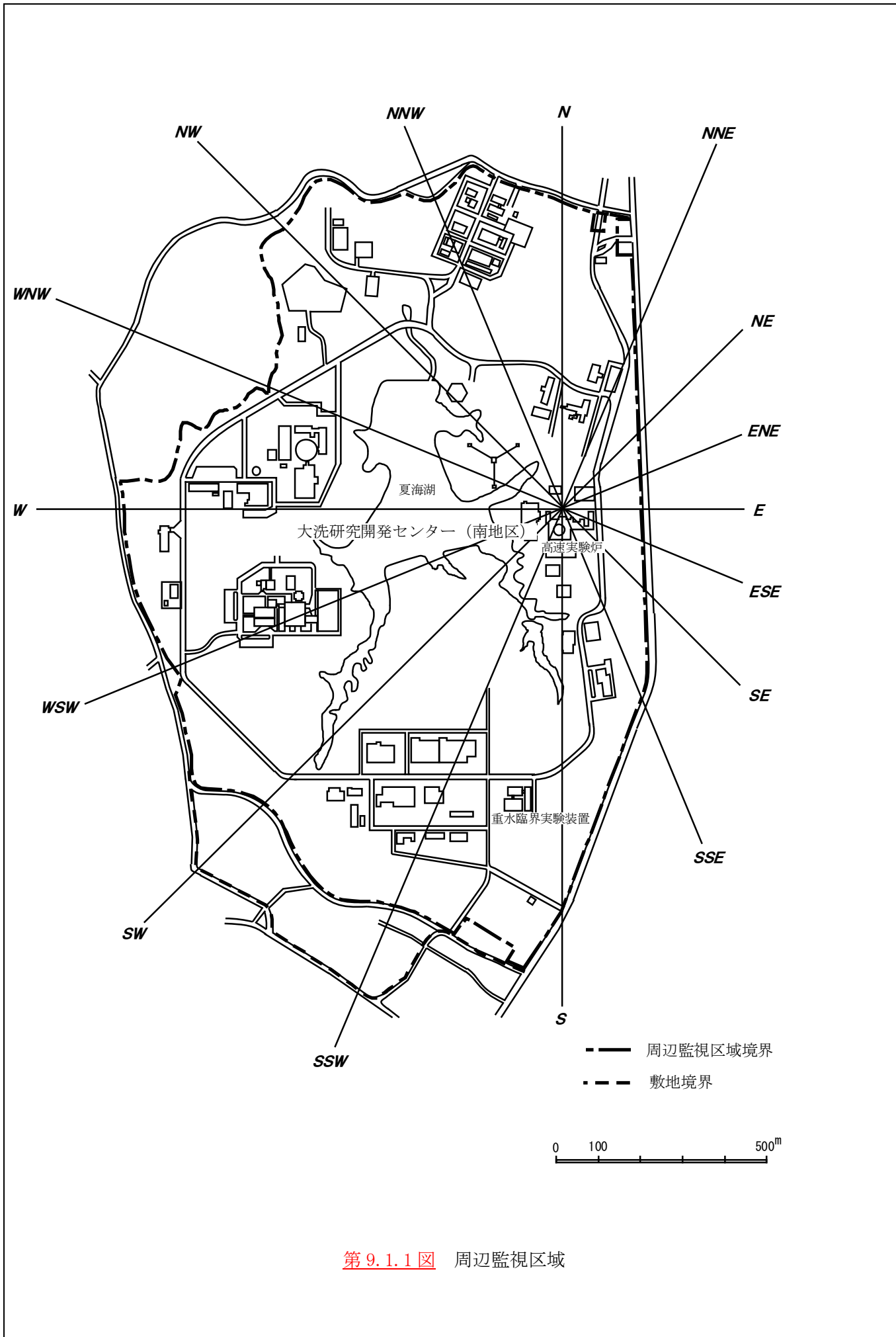
着目地点 の方位	被ばく評価 地点 (m)	実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)	
		貯留タンクにて減 衰後排気する場合 (間欠放出)	貯留タンクをバイパ スして排気する場合 (連続放出)
N	720	2.9×10^{-1}	2.4×10^{-2}
NNE	450	5.0×10^{-1}	4.2×10^{-2}
NE	220	7.6×10^{-1}	6.3×10^{-2}
ENE	190	8.5×10^{-1}	6.0×10^{-2}
E	180	6.8×10^{-1}	6.2×10^{-2}
ESE	200	1.0×10^0	7.5×10^{-2}
SE	270	1.0×10^0	9.0×10^{-2}
SSE	470	8.9×10^{-1}	7.6×10^{-2}
S	880	4.7×10^{-1}	3.9×10^{-2}
SSW	970	5.0×10^{-1}	4.0×10^{-2}
SW	950	5.3×10^{-1}	4.6×10^{-2}
WSW	960	3.4×10^{-1}	3.0×10^{-2}
W	1000	2.7×10^{-1}	2.1×10^{-2}
WNW	740	3.8×10^{-1}	2.8×10^{-2}
NW	900	3.0×10^{-1}	2.4×10^{-2}
NNW	800	3.0×10^{-1}	2.3×10^{-2}

〔 「EDAS」コードによる計算結果
気象データ：1996年1月～2000年12月 〕

表 4.1.4 表 放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量

着目地点 の方位	被ばく評価 地点 (m)	実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)	
		間欠放出	連続放出
N	700	2.3×10^{-1}	2.7×10^{-2}
NNE	420	3.9×10^{-1}	4.8×10^{-2}
NE	240	5.4×10^{-1}	6.3×10^{-2}
ENE	190	6.2×10^{-1}	6.4×10^{-2}
E	170	6.8×10^{-1}	6.8×10^{-2}
ESE	190	7.5×10^{-1}	8.1×10^{-2}
SE	260	7.7×10^{-1}	9.2×10^{-2}
SSE	470	6.4×10^{-1}	7.3×10^{-2}
S	850	3.4×10^{-1}	3.9×10^{-2}
SSW	960	3.5×10^{-1}	4.3×10^{-2}
SW	940	3.7×10^{-1}	4.4×10^{-2}
WSW	940	2.7×10^{-1}	3.1×10^{-2}
W	990	2.0×10^{-1}	2.1×10^{-2}
WNW	710	2.9×10^{-1}	3.0×10^{-2}
NW	900	2.3×10^{-1}	2.6×10^{-2}
NNW	760	2.3×10^{-1}	2.7×10^{-2}

〔 「EDAS」コードによる計算結果
気象データ：2009年1月～2013年12月 〕



9.2 気体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

9.2.1 評価方法の概要

実効線量評価に使用する気体廃棄物中のよう素として次の2種類を対象とする。

- (1) 貯留タンクにて減衰後放出されるよう素
- (2) 貯留タンクをバイパスして放出されるよう素

ただし、上記の(1)はよう素-131のみについて計算し、(2)はよう素-131及びよう素-133について計算する。

実効線量評価は大気中によるよう素-131及びよう素-133が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、(1)は放出が間欠的な事象であるとし、(2)は放出が連続的な事象であるとして、それぞれ希ガスのガンマ線による実効線量計算の場合と同様な方法で求める。

実効線量の計算は、呼吸摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取の場合について、将来の集落の形成及び食物連鎖を考慮し、高速実験炉を中心として16方位に分割した周辺監視区域外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の空気中濃度を用いる。

気象条件、放出源の高さは希ガスのガンマ線による実効線量の場合と同一とする。

9.2.2 実効線量の計算式⁽⁴⁾

(1) 年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に(9.2-1)式を用いて計算する。

(省略)

a. 貯留タンクにて減衰後放出されるよう素

間欠的に放出されるよう素による年平均空気中濃度は(9.2-2)、(9.2-3)、(9.2-4)、(9.2-5)式を用いて計算する。

(省略)

b. 貯留タンクをバイパスして放出されるよう素

連続的に放出されるよう素による年平均地上空気中濃度は(9.2-6)、(9.2-7)、(9.2-8)、(9.2-9)式を用いて計算する。

(省略)

(2) 実効線量の計算式

気体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(9.2-10)式を用いて求める。

9.2.3 計算条件

(省略)

9.2.4 評価結果

高速実験炉を中心とした16方位の周辺監視区域境界外について“EDAS”コードを使用して単位放出当たりの放射性よう素の地上空気中濃度を計算すると、全16方位のうち、周辺監視区域境界外においてよう素の地上空気中濃度が最大となるのは高速実験炉主排気筒から西北西方向約740mの地点であり、その

4.2 気体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

4.2.1 概要

気体廃棄物に含まれる放射性よう素のガンマ線に起因する実効線量の評価に当たっては、よう素が、以下の方法により放出されることを想定する。

- (1) 貯留タンクを経由し、一定期間減衰後に放出(間欠放出)
- (2) 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)

上記(1)については、I-131を対象とし、上記(2)については、I-131及びI-133を対象とする。また、これらの年平均地上空気中濃度は、放出形態が希ガスと同じであることに鑑み、気体廃棄物に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量の評価と同様の方法で求めるものとする。気体廃棄物に含まれる放射性よう素のガンマ線に起因する実効線量は、成人、幼児及び乳児を対象として、吸入摂取による実効線量、葉菜摂取による実効線量及び牛乳摂取による実効線量を評価し、これらを合算したものとする。なお、実効線量の評価に当たっては、気体廃棄物に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量の評価と同様に、原子炉施設の主排気筒の地上高さ80mに吹き上げ高さを加えたものを放出源の有効高さとし、原子炉施設の主排気筒を中心とした16方位の周辺監視区域境界外を対象として、年平均地上空気中濃度が最大となる地点での実効線量を求める。なお、年平均地上空気中濃度の評価に当たっては、風が着目方位に向かっている場合の年平均地上空気中濃度とともに、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合の年平均地上空気中濃度を考慮し、これらを合計するものとする。

4.2.2 実効線量の計算式

(1) 年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に以下の式を用いて計算する。

(省略)

(i) 貯留タンクを経由し、一定期間減衰後に放出(間欠放出)されるよう素

間欠的に放出されるよう素による年平均空気中濃度は以下の式を用いて計算する。

(省略)

(ii) 貯留タンクをバイパスして放出(連続放出)されるよう素

連続的に放出されるよう素による年平均地上空気中濃度は以下の式を用いて計算する。

(省略)

(2) 実効線量の計算式

気体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ以下の式を用いて求める。

(省略)

4.2.3 評価結果

「EDAS」コードを用いて、よう素の年平均地上空気中濃度を評価した結果、全16方位のうち、周辺監視区域外において、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となるのは、主排気筒から西北西方向約710mの地点であり、その年平均地上空気中濃度は、I-131及びI-133について、それぞれ約

地点での放射性よう素の地上空気中濃度を(9.2-1)式により求めると、よう素-131及びよう素-133それぞれについて 4.7×10^{-12} Bq/cm³及び 2.6×10^{-14} Bq/cm³となる。

上記の値を用いて計算した気体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量は第9.2.1表のとおりである。

仮に、放射性よう素の地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取し、さらにその付近の牧草栽培地の牧草で飼育された乳牛の牛乳を摂取するとして実効線量を評価すると、次のようになる。

成人	4.1×10^{-3}	(μ Sv / y)
幼児	2.6×10^{-2}	(μ Sv / y)
乳児	2.1×10^{-2}	(μ Sv / y)

これによると、実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は年間約 $2.6 \times 10^{-2} \mu$ Svである。

第9.2.1表 気体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量計算結果

(単位: μ Sv / y)

	呼吸	葉菜摂取	牛乳摂取
成人	5.8×10^{-4}	1.8×10^{-3}	1.7×10^{-3}
幼児	1.1×10^{-3}	4.2×10^{-3}	2.0×10^{-2}
乳児	6.4×10^{-4}	3.2×10^{-3}	1.8×10^{-2}

9.3 液体廃棄物に含まれる放射性物質に起因する実効線量評価

9.3.1 実効線量の計算式

液体廃棄物に含まれる放射性物質による実効線量は(9.3-1)、(9.3-2)式を用いて計算する。

ただし、液体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量については、「9.4 液体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量評価」で評価する。

(省略)

3.7×10^{-12} Bq/cm³及び約 3.0×10^{-14} Bq/cm³となった。

吸入摂取による実効線量、葉菜摂取による実効線量及び牛乳摂取による実効線量の評価結果を第4.2.1表に示す。また、これを合算したものを以下に示す。気体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は年間約 $2.0 \times 10^{-2} \mu$ Svとなった。

成人	約 $3.2 \times 10^{-3} \mu$ Sv/y
幼児	約 $2.0 \times 10^{-2} \mu$ Sv/y
乳児	約 $1.7 \times 10^{-2} \mu$ Sv/y

第4.2.1表 気体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

(単位: μ Sv / y)

	呼吸	葉菜摂取	牛乳摂取
成人	4.6×10^{-4}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}
幼児	8.2×10^{-4}	3.3×10^{-3}	1.6×10^{-2}
乳児	5.1×10^{-4}	2.5×10^{-3}	1.4×10^{-2}

4.3 液体廃棄物に含まれる放射性物質に起因する実効線量

4.3.1 実効線量の計算式

液体廃棄物に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算式を以下に示す。ただし、液体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量については、「4.4 液体廃棄物に含まれる放射性よう素に起因する実効線量」において評価する。

(省略)

また、海水中における着目核種の年間平均濃度 C_{wi} (Bq/cm^3) は原子力安全研究協会報告書⁽⁷⁾ に提示された 方式 (9.3-5) 式によるものとする。

$$C_{wi} = \frac{0.75 \times 3.171 \times 10^{-8} \cdot Q_i}{r \cdot z} \dots\dots\dots (9.3-5)$$

ここに、

- Q_i : 着目核種の年間平均放出率 (Bq/y)
- r : 放出点からの距離 (cm)
- z : 鉛直混合厚さ (cm)

海藻に対しては (9.3-5) 式で計算した濃度を用い、魚類、無脊椎動物に対しては放出口を中心とした半径 r の半円内において (9.3-5) 式を平均化して得られる濃度を (9.3-6) 式から求める。

$$\bar{\chi}(r) = 2 \cdot \chi(r) \dots\dots\dots (9.3-6)$$

9.3.2 計算条件

(省略)

Q_i : 液体廃棄物としての主な核種は ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 U が考えられる。ここでは Corrosion Product の代表として ^{60}Co を、Fission Product の代表として ^{137}Cs を、 U その他の核種を安全側に最も厳しい結果を与える ^{90}Sr に置きかえて実効線量を評価するものとする。

また年間放出量 Q_i はトリチウムを除いて $3.7 \times 10^8 Bq/y$ 、トリチウムが $1.9 \times 10^9 Bq/y$ であり、その内訳は 第 9.3.1 表 に示すとおりである。

- r : 5×10^3 (cm)
- z : 2×10^2 (cm)

9.3.3 評価結果

液体廃棄物中に含まれる放射性物質による実効線量は約 $7.7 \times 10^{-1} \mu Sv/y$ である。

第 9.3.1 表 液体廃棄物の海水中濃度、濃縮係数及び実効線量への換算係数

核種	核種構成 (%)	年間放出量 Q_i (Bq/y)	海水中濃度 (海藻) C_{wi} (Bq/cm^3)	海水中濃度 (海藻以外) C_{wi} (Bq/cm^3)	濃縮係数 (CF) ik			実効線量への換算係数 K_{wi} ($\mu Sv/Bq$)
					魚類	無脊椎動物	海藻類	
^{60}Co	40	1.5×10^8	3.6×10^{-6}	7.2×10^{-6}	10^2	10^3	10^3	3.4×10^{-3}
^{90}Sr	15	5.6×10^7	1.3×10^{-6}	2.6×10^{-6}	1	6	10	2.8×10^{-2}
^{137}Cs	40	1.5×10^8	3.6×10^{-6}	7.2×10^{-6}	30	20	20	1.3×10^{-2}
^{131}I	5	1.9×10^7	4.5×10^{-7}	9.0×10^{-7}	10	50	4×10^3	1.6×10^{-2}
3H	—	1.9×10^9	4.5×10^{-5}	9.0×10^{-5}	1	1	1	4.2×10^{-5}

また、海水中における着目核種の年間平均濃度 C_{wi} (Bq/cm^3) は原子力安全研究協会報告書⁽⁷⁾ に提示された 以下の式を用いて求める。

$$C_{wi} = \chi(r) \quad \text{(海藻類)}$$

$$C_{wi} = \bar{\chi}(r) \quad \text{(魚類及び無脊椎動物)}$$

$$\chi(r) = \frac{0.75 \times 3.171 \times 10^{-8} \cdot Q_i}{r \cdot z}$$

$$\bar{\chi}(r) = 2 \cdot \chi(r)$$

ここで、 Q_i : 着目核種 i の年間放出量 (Bq/y)

なお、液体廃棄物としての主な核種として、 $Co-60$ 、 $Cs-137$ 及び U が考えられる。ここでは Corrosion Product の代表として $Co-60$ を、Fission Product の代表として $Cs-137$ を、 U その他の核種を安全側に最も厳しい結果を与える $Sr-90$ に置き換えて実効線量を評価するものとする。また、年間放出量 Q_i はトリチウムを除いて $3.7 \times 10^8 Bq/y$ 、トリチウムが $1.9 \times 10^9 Bq/y$ であり、その内訳は 第 4.3.1 表 に示すとおりである。

r : 放出点からの距離 (cm) (5×10^3)

z : 鉛直混合厚さ (cm) (2×10^2)

$\chi(r)$: 放出点から距離 r における年間平均濃度 (Bq/cm^3)

$\bar{\chi}(r)$: 放出点から半径 r の半円内において平均化して得られる濃度 (Bq/cm^3)

4.3.2 評価結果

液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量は年間約 $7.6 \times 10^{-1} \mu Sv$ となった。

第 4.3.1 表 液体廃棄物の海水中濃度、濃縮係数及び実効線量への換算係数

核種	核種構成 (%)	年間放出量 Q_i (Bq/y)	海水中濃度 (海藻類) C_{wi} (Bq/cm^3)	海水中濃度 (海藻類以外) C_{wi} (Bq/cm^3)	濃縮係数 (CF) ik			実効線量への換算係数 K_{wi} ($\mu Sv/Bq$)
					魚類	無脊椎動物	海藻類	
^{60}Co	40	1.5×10^8	3.6×10^{-6}	7.1×10^{-6}	10^2	10^3	10^3	3.4×10^{-3}
^{90}Sr	15	5.6×10^7	1.4×10^{-6}	2.7×10^{-6}	1	6	10	2.8×10^{-2}
^{137}Cs	40	1.5×10^8	3.6×10^{-6}	7.1×10^{-6}	30	20	20	1.3×10^{-2}
^{131}I	5	1.9×10^7	4.4×10^{-7}	8.8×10^{-7}	10	50	4×10^3	—
3H	—	1.9×10^9	4.6×10^{-5}	9.1×10^{-5}	1	1	1	4.2×10^{-5}

9.4 液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量評価

9.4.1 実効線量の計算式

液体廃棄物中に含まれる放射性よう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合は大量の安定よう素を摂取することから比放射能法を適用し、海藻類を摂取しない場合は通常のICRP法を適用する。この2つの手法によって評価された実効線量を比較し、より大きいものを液体廃棄物に含まれる放射性よう素による実効線量とする。以下に、線量の計算式を示す。

海藻類を摂取する場合は次式による。

(省略)

海藻類を摂取しない場合は次式による。

(省略)

9.4.2 計算条件

(省略)

9.4.3 計算結果

液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は、次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成人	8.6×10^{-3}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$
幼児	2.6×10^{-2}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$
乳児	3.2×10^{-2}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$

海藻類を摂取しない場合

成人	1.6×10^{-2}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$
幼児	3.7×10^{-2}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$
乳児	2.8×10^{-2}	$(\mu\text{Sv}/\text{y})$

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $3.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ である。

9.5 気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量評価

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ「9.2.1」、「9.2.2」及び「9.4.1」の場合と同様な方法で計算する。

9.5.1 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けてそれぞれ(9.5-1)及び(9.5-2)式を用いて計算する。

4.4 液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

4.4.1 実効線量の計算式

液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量の評価に当たっては、成人、幼児及び乳児を対象として、海藻類を摂取する場合及び海藻類を摂取しない場合について評価し、大きいものを液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量とする。実効線量の計算式を以下に示す。

(1) 海藻類を摂取する場合

(省略)

(2) 海藻類を摂取しない場合

(省略)

(省略)

4.4.2 評価結果

液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量の評価結果を以下に示す。液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $3.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ となった。

海藻類を摂取する場合

成人	約 $8.4 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}/\text{y}$
幼児	約 $2.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$
乳児	約 $3.2 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

海藻類を摂取しない場合

成人	約 $1.6 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$
幼児	約 $3.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$
乳児	約 $2.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

4.5 気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量

4.5.1 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量の評価に当たっては、成人、幼児及び乳児を対象として、海藻類を摂取する場合及び海藻類を摂取しない場合について評価し、大きいものを気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量とする。実効線量の計算式を以下に示す。なお、気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中濃度は、気体廃棄物

海藻類を摂取する場合

(省略)

海藻類を摂取しない場合

(省略)

9.5.2 計算条件

(9.5-1)及び(9.5-2)式の計算に用いたパラメータは「9.2.3」及び「9.4.2」で述べたとおりである。

9.5.3 計算結果

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成人 8.8×10^{-3} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

幼児 2.8×10^{-2} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

乳児 3.5×10^{-2} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

海藻類を摂取しない場合

成人 2.0×10^{-2} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

幼児 6.3×10^{-2} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

乳児 4.9×10^{-2} ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $6.3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ である。

9.6 実効線量の評価結果

平常運転時における一般公衆の線量評価結果を第9.6.1表に示す。これによれば、実効線量が最大となるのは幼児であり、その値は年間約 $2.0 \mu\text{Sv}$ である。

大洗研究開発センター(南地区)の全原子炉施設における気体廃棄物中の希ガスのガンマ線による実効線量は年間約 $2.5 \mu\text{Sv}$ である。トリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、年間約 $1.7 \mu\text{Sv}$ である。液体廃棄物中に含まれる放射性物質(よう素を除く)、及び放射性よう素による実効線量は、それぞれ年間約 $7.7 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ 、 $6.3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ である。大洗研究開発センター(南地区)の全原子炉施設による実効線量は年間約 $5.1 \mu\text{Sv}$ である。

中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量と同様の方法で算出するものとする。

(1) 海藻類を摂取する場合

(省略)

(2) 海藻類を摂取しない場合

(省略)

4.5.2 評価結果

気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量の評価結果を以下に示す。気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量が最大となるのは海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 $5.6 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ となった。

海藻類を摂取する場合

成人 約 $8.6 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}/\text{y}$

幼児 約 $2.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

乳児 約 $3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

海藻類を摂取しない場合

成人 約 $1.9 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

幼児 約 $5.6 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

乳児 約 $4.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$

4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果

通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果を第4.6.1表に示す。実効線量が最大となるのは幼児であり、その値は年間約 $1.7 \mu\text{Sv}$ となった。

第 9.6.1 表 年間実効線量評価結果

評価項目		実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)		
		成人	幼児	乳児
気体廃棄物中の希ガスのガンマ線による外部被ばく		1.1×10 ⁰		
液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く）による内部被ばく		7.7×10 ⁻¹		
放射性よう素による内部被ばく	気体廃棄物中のよう素を摂取した場合	4.1×10 ⁻³	2.6×10 ⁻²	2.2×10 ⁻²
	液体廃棄物中のよう素を摂取した場合	1.6×10 ⁻²	3.7×10 ⁻²	3.2×10 ⁻²
	気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取した場合	2.0×10 ⁻²	6.3×10 ⁻²	4.9×10 ⁻²
年間実効線量*		1.9	2.0	2.0

* 放射性よう素による内部被ばくは、気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取した場合の線量を対象とした。

9.7 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）における実効線量の評価

9.7.1 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価

大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射能量は、大洗研究開発センター（北地区）の原子炉施設については、平成 13 年 3 月 27 日付け 12 諸文科科第 2471 号をもって許可を受けた「日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書」、同センター（南地区）の原子炉施設については、平成 14 年 10 月 9 日付け 14 文科科第 387 号をもって許可を受けた「核燃料サイクル開発機構大洗工学センター原子炉設置変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。また、気象データ及び計算条件並びに計算方法については、9.6 で用いたものと同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各原子炉施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、9.6 で用いたものと同様の方法により行った。

第 4.6.1 表 年間実効線量評価結果

評価項目	実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)		
	成人	幼児	乳児
気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量	8.6×10 ⁻¹		
液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量	7.6×10 ⁻¹		
気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量	3.2×10 ⁻³	2.0×10 ⁻²	1.7×10 ⁻²
液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量	1.6×10 ⁻²	3.7×10 ⁻²	3.2×10 ⁻²
気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量	1.9×10 ⁻²	5.6×10 ⁻²	4.4×10 ⁻²
年間実効線量*	1.7	1.7	1.7

* 年間実効線量は、気体廃棄物中に含まれる放射性希ガスのガンマ線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量及び気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量を合計したものとした。

4.7 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）における実効線量の評価

4.7.1 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価（参考）

大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射性廃棄物の放出量は、大洗研究所（南地区）の原子炉施設については、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様とし、同所（北地区）の原子炉施設については、平成 24 年 3 月 30 日付け 23 受文科科第 5940 号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）原子炉設置変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。また、気象データ及び計算条件並びに計算方法については、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各原子炉施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実

評価結果を第9.7.1表に示す。

9.7.2 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全核燃料物質使用施設の影響を考慮した実効線量の評価

大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全核燃料物質使用施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質並びに直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量を評価した。

計算に用いる放射線量は、大洗研究開発センター（北地区）の核燃料物質使用施設については、平成15年3月27日付け14諸文科科第5279号をもって許可を受けた「日本原子力研究所大洗研究所核燃料物質の使用の変更の許可申請書」、同センター（南地区）の核燃料物質使用施設については、平成16年12月10日付け16諸文科科第2850号をもって許可を受けた「核燃料サイクル開発機構大洗工学センター核燃料物質使用変更許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、9.6で用いたもののほか上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書によった。また、気象データは、9.6で用いたものと同様である。

直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、上述の核燃料物質の使用の変更の許可申請書と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。同様に、直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量についても各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価は、9.6で用いたものと同様の方法により行った。

評価結果を第9.7.2表に示す。

9.7.3 大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価

大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射線量は、平成16年2月4日付け平成15・11・19原第1号をもって許可を受けた「日本原子力研究所大洗研究所廃棄物管理事業（変更）許可申請書」に記載の放出量を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、9.6で用いたもののほか上述の廃棄物管理事業の変更の許可申請書によった。また、気象データは、9.6で用いたものと同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、廃棄物管理施設の各固体処理棟からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。

評価結果を第9.7.3表に示す。

効線量は、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様の方法により評価した。

評価結果を第4.7.1表に示す。

4.7.2 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全核燃料物質使用施設の影響を考慮した実効線量の評価（参考）

大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全核燃料物質使用施設から放出される通常運転時における気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質並びに直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量を評価した。

計算に用いる放射性廃棄物の放出量は、大洗研究所（北地区）の核燃料物質使用施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第8122号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用変更許可申請書」、同所（南地区）の核燃料物質使用施設については、平成24年3月30日付け23受文科科第8121号をもって許可を受けた「独立行政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）核燃料物質使用変更許可申請書」に記載の値を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたもののほか上述の核燃料物質使用変更許可申請書によった。また、気象データは、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様である。

直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、上述の核燃料物質使用変更許可申請書と同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。同様に、直接γ線・スカイシャインγ線による実効線量についても各核燃料物質使用施設からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様の方法により評価した。

評価結果を第4.7.2表に示す。

4.7.3 大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価（参考）

大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質による実効線量を評価した。

計算に用いる放射性廃棄物の放出量は、平成23年1月13日付け平成20・12・10原第7号をもって許可を受けた「独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター廃棄物管理事業変更許可申請書」に記載の値を用いた。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価に係る計算条件及び計算方法は、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたもののほか上述の廃棄物管理事業の変更の許可申請書によった。また、気象データは、「4.6 通常運転時における一般公衆の実効線量の評価結果」で用いたものと同様である。

気体廃棄物中の放射性物質による実効線量は、廃棄物管理施設の各固体処理棟からの線量を重畳し、それらの中でもっとも大きな線量を与える地点における線量とした。

評価結果を第4.7.3表に示す。

9.7.4 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価

大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量、並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

実効線量の評価は、9.7.1、9.7.2 及び 9.7.3 で評価した線量をそれぞれ項目毎に単純合算し、それらの合計をもって実効線量とした。

9.7.5 実効線量の評価結果

大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設の通常運転時における気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 5.3 μ Sv/y、約 0.12 μ Sv/y 及び約 1.9 μ Sv/y である。一方、大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 5.1 μ Sv/y であり、前記の値と合算すると約 13 μ Sv/y となる。

また、大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は約 0.11 mSv/y である。評価結果を 第 9.7.4 表 に示す。

4.7.4 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価 （参考）

大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による実効線量並びに直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による実効線量を評価した。

実効線量の評価は、「4.7.1 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価」、「4.7.2 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全核燃料物質使用施設の影響を考慮した実効線量の評価」 及び 「4.7.3 大洗研究所の廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価」 で評価した線量をそれぞれ項目毎に単純合算し、それらの合計をもって実効線量とした。

4.7.5 実効線量の評価結果 （参考）

大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設の通常運転時における気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 5.2 μ Sv/y、約 0.13 μ Sv/y 及び約 1.8 μ Sv/y である。一方、大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 5.0 μ Sv/y であり、前記の値と合算すると約 12 μ Sv/y となる。

また、大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は約 0.16 mSv/y である。評価結果を 第 4.7.4 表 に示す。

第9.7.1表 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)				合計
		大洗研究開発センター (北地区)		大洗研究開発センター (南地区)		
		JMTR	HTTR	高速実験炉 (常陽)	重水臨界実験装置 (DCA)	
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3				5.3
	放射性よう素による内部被ばく	吸入摂取	6.0×10 ⁻³		-	1.2×10 ⁻¹
		葉菜摂取	2.0×10 ⁻²			
		牛乳摂取	9.4×10 ⁻²			
トリチウムによる内部被ばく (吸入摂取)	-	1.3×10 ⁻¹	-	1.7	1.9	
液体廃棄物	放射性物質 (放射性よう素以外) による内部被ばく (経口摂取)	4.2		7.7×10 ⁻¹	-	5.0
	放射性物質 (よう素) による内部被ばく (経口摂取)	-		3.7×10 ⁻²		3.7×10 ⁻²
合計						1.3×10 ¹

第4.7.1表 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)				合計
		大洗研究所 (北地区)		大洗研究所 (南地区)		
		JMTR	HTTR	高速実験炉 (常陽)	重水臨界実験装置 (DCA)	
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.2				5.2
	放射性よう素による内部被ばく	吸入摂取	6.7×10 ⁻³		-	1.3×10 ⁻¹
		葉菜摂取	2.1×10 ⁻²			
		牛乳摂取	9.8×10 ⁻²			
トリチウムによる内部被ばく (吸入摂取)	-	2.1×10 ⁻¹	-	1.7	1.8	
液体廃棄物	放射性物質 (放射性よう素以外) による内部被ばく (経口摂取)	4.2		7.6×10 ⁻¹	-	5.0
	放射性物質 (よう素) による内部被ばく (経口摂取)	-		3.7×10 ⁻²		3.7×10 ⁻²
合計						1.2×10 ¹

第9.7.2表 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全核燃料物質使用施設による実効線量

被ばく経路	大洗研究開発センター (北地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 (μSv/y)					大洗研究開発センター (南地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 (μSv/y)								合計			
	JMTR	HTTR	ホットラボ	燃料研究棟	小計	照射燃料試験施設 (AGF)	照射燃料試験施設 (AGF-2)	照射燃料試験施設 (MMF)	第2照射燃料試験施設 (MMF-2)	照射燃料試験施設 (FMF)	固体廃棄物処理施設 (WDF)	廃棄物処理建家 (JWTF)	照射装置組立検査施設 (IRAF)		小計		
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	1.5×10 ⁻⁴	2.8×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻³	-	2.8×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁶	3.3×10 ⁻⁶	8.2×10 ⁻⁶	9.6×10 ⁻⁴	-	-	-	1.4×10 ⁻³	2.9×10 ⁻¹	
	地表沈着による外部被ばく	2.2×10 ⁻⁷	3.1×10 ⁻³	7.8×10 ⁻³	2.9×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻²	1.0×10 ⁻²	2.3×10 ⁻⁵	2.4×10 ⁻⁴	9.6×10 ⁻⁵	3.7×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁴	2.4×10 ⁻⁴	-	1.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻²	
	放射性よう素及び粒子状物質等による内部被ばく	吸入摂取	1.3×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻¹	6.0×10 ⁻³	7.9×10 ⁻³	-	2.0×10 ⁻²	1.7×10 ⁻⁵	4.3×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻⁴	6.5×10 ⁻⁴	8.2×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁷	-	-	-
		葉菜摂取	1.1×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻²	7.5×10 ⁻²	5.4×10 ⁻⁴	-	3.5×10 ⁻³	2.2×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁴	5.7×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	-	-	-
		米摂取	5.8×10 ⁻⁶	9.2×10 ⁻²	4.1×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻²	-	6.9×10 ⁻²	1.2×10 ⁻³	3.0×10 ⁻³	4.6×10 ⁻³	2.0×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁴	1.6×10 ⁻⁶	-	-	-
		牛乳摂取	1.1×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²	-	1.9×10 ⁻³	2.1×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁴	4.8×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁷	-	-	-
小計	8.2×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻¹	5.7×10 ⁻¹	2.6×10 ⁻²	8.5×10 ⁻¹	9.5×10 ⁻²	1.7×10 ⁻³	4.2×10 ⁻³	4.2×10 ⁻³	6.4×10 ⁻³	2.9×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁵	-	1.2×10 ⁻¹	9.7×10 ⁻¹		
液体廃棄物による内部被ばく	[4.2]				[4.2]	3.9								-	3.9		
直接γ線・スカイシャインによる外部被ばく	1.0×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁷	3.3×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻⁵	3.7×10 ⁻⁴	4.5×10 ⁻³		1.2	7.9×10 ¹	8.6×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹	2.8×10 ³	8.1×10 ⁵	8.2×10 ¹	8.2×10 ¹		
合計														-	8.8×10 ¹		

注) *: HTTR 原子炉施設分を含む。
注) []内数値は大洗研究開発センター (北地区) の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設 (北地区) 側で集計している。

第4.7.2表 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全核燃料物質使用施設による実効線量

被ばく経路	大洗研究所 (北地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 (μSv/y)					大洗研究所 (南地区) 核燃料物質使用施設の実効線量 (μSv/y)										合計
	JMTR	HTTR	ホットラボ	燃料研究棟	小計	照射燃料試験施設 (AGF)		照射燃料試験施設 (MMF)	第2照射燃料試験施設 (MMF-2)	照射燃料試験施設 (FMP)	固体廃棄物処理施設 (WDF)	廃棄物処理建家 (JWTF)	照射装置組立検査施設 (IRAF)	小計		
						排気筒	第2排気筒									
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	2.6×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻¹	1.1×10 ⁻³	-	5.0×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻⁴	5.2×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	2.5×10 ⁻⁴	2.6×10 ⁻²	0	0	-	3.0×10 ⁻²	5.0×10 ⁻¹
	地表沈着による外部被ばく	8.7×10 ⁻⁷	4.3×10 ⁻³	6.8×10 ⁻³	5.8×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻²	3.7×10 ⁻⁵	6.7×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻⁷	4.2×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻¹	-	1.3×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹
	放射性よう素及び粒子状物質等による内部被ばく	吸入摂取	5.2×10 ⁻⁷	1.6×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻³	1.6×10 ⁻³	8.6×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻¹	4.1×10 ⁻⁷	7.1×10 ⁻⁴	2.8×10 ⁻⁷	1.4×10 ⁻¹	-	2.2×10 ⁻¹
		葉菜摂取	4.9×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻²	6.3×10 ⁻³	1.1×10 ⁻⁴		1.2×10 ⁻⁵	6.2×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻⁶	6.2×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻⁶	5.1×10 ⁻⁶	-	-
液体廃棄物による内部被ばく	[4.2×10 ¹]					[4.2×10 ¹]	3.9×10 ⁰								-	3.9×10 ⁰
直接γ線・スカイシャインによる外部被ばく	2.4×10 ⁻⁵	3.9×10 ⁻⁶	8.2×10 ⁻¹	6.6×10 ⁰	7.5×10 ⁰	4.5×10 ¹		1.2×10 ⁰	7.9×10 ⁰	8.6×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹	2.8×10 ⁰	8.1×10 ⁰	8.2×10 ⁰	8.2×10 ⁰	
合計															-	8.9×10 ⁰

注) *: HTTR 原子炉施設分を含む。

注) []内数値は大洗研究所 (北地区) の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設 (北地区) 側で集計している。

第9.7.3表 大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)			
		α 固体 処理棟	β・γ 固体 処理棟Ⅲ	β・γ 固体 処理棟Ⅳ	合 計
気体 廃棄物	γ線による 外部被ばく	2.8×10 ⁻⁹	6.0×10 ⁻⁷	7.5×10 ⁻⁶	8.1×10 ⁻⁶
	粒子状物質による 内部被ばく (吸入摂取)	9.2×10 ⁻⁵	7.3×10 ⁻⁵	2.4×10 ⁻²	2.5×10 ⁻²
合 計					2.5×10 ⁻²

注) 液体廃棄物については、原子炉施設で評価している。

第4.7.3表 大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)					合 計	
		α 固体 処理棟	β・γ 固 体 処理棟Ⅲ	β・γ 固 体 処理棟Ⅳ	固体廃棄物 減容処理施 設	廃液処理棟 廃液貯留施設Ⅰ 廃液貯留施設Ⅱ 固体集積保管場Ⅰ 固体集積保管場Ⅱ 固体集積保管場Ⅲ 固体集積保管場Ⅳ α 固体貯蔵施設		
気体 廃棄物	放射性希ガス等による 外部被ばく	3.3×10 ⁻⁹	6.9×10 ⁻⁷	8.0×10 ⁻⁶	5.7×10 ⁻⁶	—	1.4×10 ⁻⁶	
	地表沈着による外部被ばく	1.5×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻²	1.1×10 ¹	4.0×10 ⁻²		1.1×10 ¹	
	放射性よう素 及び 粒子状物質等 による 内部被ばく	吸入摂取	9.8×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	2.7×10 ⁻²		3.4×10 ⁻³	1.1×10 ¹
		葉菜摂取	7.0×10 ⁻⁵	7.6×10 ⁻⁴	3.0×10 ⁻¹		3.2×10 ⁻²	
		米摂取	2.2×10 ⁻³	2.4×10 ⁻²	9.5×10 ⁰		9.5×10 ⁻¹	
		牛乳摂取	2.0×10 ⁻⁶	3.9×10 ⁻⁴	4.7×10 ⁻¹		1.8×10 ⁻²	
直接γ線・スカイシャインγ線 による外部被ばく		—	—	—	—	3.7×10 ¹	3.7×10 ¹	
合 計						6.4×10 ¹		

注) 液体廃棄物については、大洗研究所（北地区）の原子炉施設からの液体廃棄物と重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計している。

第9.7.4表 大洗研究開発センター（北地区）及び同センター（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)		
		原子炉 施設	核燃料物質 使用施設	廃棄物 管理施設
気体 廃棄物	放射性希ガス による 外部被ばく	5.3	2.9×10 ⁻¹	8.1×10 ⁻⁶
	地表沈着 による 外部被ばく	—	2.3×10 ⁻²	—
	放射性よう素及び 粒子状物質等 による内部被ばく	2.1	9.7×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻²
	液体廃棄物 による 内部被ばく*	5.1	3.9	—
直接γ線・ スカイシャインγ線 による外部被ばく		—	8.2×10 ¹	—
小 計		1.3×10 ¹	8.8×10 ¹	2.5×10 ⁻²
合 計		1.1×10 ²		

注) *: 大洗研究開発センター（北地区）における液体廃棄物の線量評価は、原子炉施設（北地区）と核燃料物質使用施設（北地区）で重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計している。

第4.7.4表 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 (μSv/y)		
		原子炉 施設	核燃料物質 使用施設	廃棄物 管理施設
気体 廃棄物	放射性希ガス による 外部被ばく	5.2	5.0×10 ⁻¹	1.4×10 ⁻⁵
	地表沈着 による 外部被ばく	—	1.3×10 ⁻¹	1.1×10 ¹
	放射性よう素及び 粒子状物質等 による内部被ばく	1.9	2.5	1.1×10 ¹
液体廃棄物 による 内部被ばく*		5.0	3.9	—
直接γ線・ スカイシャインγ線 による外部被ばく		—	8.2×10 ¹	3.7×10 ¹
小 計		1.2×10 ¹	8.9×10 ¹	5.9×10 ¹
合 計		1.6×10 ²		

注) *: 大洗研究所（北地区）における液体廃棄物の線量評価は、原子炉施設（北地区）と核燃料物質使用施設（北地区）で重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計している。また、大洗研究所における液体廃棄物の評価は、原子炉施設（北地区）、原子炉施設（南地区）及び核燃料物質使用施設（北地区）と重複しており、それぞれ原子炉施設及び核燃料物質使用施設側で集計している。

4. 原子炉施設内外の放射線モニタリング

4.1 放射線モニタリングの目的、方法及び施設

原子炉施設内外の放射線モニタリングの方法及びその設備は、原子炉施設内外の放射線レベルを監視して原子炉施設や職員の作業環境及び周辺環境の安全を確認するとともに、万一の放射線レベル異常に対してはその早期発見を行いそれらの事態に敏速、かつ確実に対処するに十分なものであり、また従業員及び周辺一般公衆の放射線障害を未然に防止し得るものである。

放射線モニタリングのための施設として放射線管理室及び汚染検査施設を設ける。機器としては、プロセス系モニタやエリアモニタなどの固定モニタ、ハンドフットモニタなどの半固定モニタ、各種サーベイメータなどの携帯モニタ及びサンプリングやスミヤなどの試料測定用の計測器を設備する。

固定モニタは、原子炉の安全運転上、また従業員及び一般公衆に対する安全対策上、特に連続監視及び記録を必要とする個所に設けられており、その指示計、記録計、警報器は原則として原子炉制御室または環境モニタ室に設備する。

サーベイメータ類は、種々の用途に使用できるので、十分な数量を準備する。

4.2 放射線管理と汚染検査

管理区域出入口の近くに放射線管理室を設け、管理区域へ出入する職員の安全管理、作業方法、作業時間の指示、防護具の使用などの放射線防護上の処置、管理を十分に行い得るようにする。

また、管理区域の出入口の必要な個所には汚染検査室を設け、ハンドフットモニタ、手洗、シャワー、皮ふ除染キット及び更衣所等を設備する。

4.3 原子炉施設内の放射線モニタリング

4.3.1 固定モニタによる連続監視

エリアモニタ及びプロセス系モニタなどの放射線管理用固定モニタを設置することによって、原子炉の運転に伴う原子炉施設内線量率、空気汚染の推移を連続的に測定し、異常の検出を行う。

これらのモニタによる監視は、原子炉制御室または放射線管理室で行う。

4.3.2 施設内の空気汚染モニタリング方式

施設内の空気汚染モニタリング方式は集中モニタリング方式である。ただし施設内の作業内容に応じて局所モニタリング方式を採用し、特殊作業時には必要に応じてスポットモニタリングも併せて行う。

4.3.3 定期パトロール等によるモニタリング

管理区域内で作業員がしばしば立入る個所及び原子炉の安全運転上必要な個所についての線量率、空気中の放射性物質の濃度、及び表面密度のうち必要なものを定期的にモニタリングする。測定は原則として線量率については携帯用のサーベイメータ、空気汚染についてはサンプリング法及びスポットモニタリング法、また表面密度については表面汚染用サーベイメータまたはスミヤ法により行う。

4.3.4 特殊作業に対するモニタリング

放射線防護の観点から特に注意を要する作業の場合、たとえば空間線量率または空気汚染の濃度が著しく高いか、あるいは一時的に高くなるおそれのある場所において作業が行われる場合には、作業前及び実施中に必要な放射線のモニタリングを行う。

5. 放射線モニタリング

5.1 概要

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、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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、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。

5.2 主要設備

5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類

(1) 放射線監視設備

(i) 放射線監視盤の設置場所

設計基準事故時における迅速な対応のために必要な放射線監視用の固定モニタ（エリアモニタ等）の指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

(2) 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（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。

また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。

5.2.2 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

4.4 原子炉施設外に関する放射線モニタリング

4.4.1 排気、排水の放射能監視

(1) 固定モニタによる監視

本施設より排出する気体廃棄物の放射能は、排気筒に設けた排気モニタにより、また本施設より排出する液体廃棄物の放射能は排水管出口付近に設けた排水モニタにより監視する。

(2) サンプルング法による放射能監視

液体廃棄物を本原子炉施設外に排出する場合には、事前にタンク内の廃液放射能をサンプルング法により測定し、排出の可否を確認する。なお海洋への放出口においてもサンプルング法による測定監視が行われる。

(3) 風向、風速の連続観測

大洗地区の気象観測設備により、必要な風向、風速は連続して観測される。

4.4.2 敷地周辺地域の放射能監視

敷地境界付近の必要個所に設けられた固定モニタによって線量率の測定監視が行われ、周辺公衆の線量が法令に定める線量限度を超えないように確認される。また特に敷地周辺の居住地域における井戸水などの放射能濃度はサンプルング法により定期的に測定監視される。

4.5 事故時における周辺の放射線モニタリング

放射性物質の放出を伴うような事故が発生した場合には、総力をあげて敷地周辺の放射能測定等を行い、事故の影響範囲の推定を敏速かつ確実にを行い、一般公衆の防護に必要な資料の集積、通報などの適切な処置を講ずる。

4.6 放射線計測器の保守

原子炉施設内外の放射線監視のため利用される放射線計測器類は、定期的に点検、較正を行い、常に正常な状態を維持するよう努める。

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。

主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。

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。

また、非常用発電機（可搬型を含む。）は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は3日分を敷地内に保管する。

非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。

非常用発電機（可搬型を含む。）から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。

非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。

商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する90分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。

5.2.3 遮蔽

原子炉施設は、「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とともに、管理区域にあつては、放射線業務従事者等の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、以下に示す立入区域の基準線量率を定める。なお、放射線遮蔽設計にあつては、放射線遮蔽評価の誤差を考慮して最悪の場合でも基準線量率を満足するように、さらにその1/10を目標値とし、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする。当該設計においては、原子炉の熱出力を定格出力とし、負荷率100%とすることを基本とする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。

立入区域の基準線量率

A区域：放射線業務従事者が常時作業する区域とし、基準線量率は $20\mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

B区域：放射線業務従事者が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立ち入る区域とし、基準線量率は $80\mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

C区域： 故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とし、基準線量率は320 μ Sv/h以下とする。

D区域： 原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とする。

また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。

5.3 線量率等の測定

原子炉施設の管理区域にあつては、固定モニタ又はサーベイメータ等により、定期的に、外部放射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。

周辺監視区域及びその周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、外部放射線に係る線量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。

なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運用する。

液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液体廃棄物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。

なお、廃棄物管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

5.4 放射線管理設備等の管理

放射線管理設備等（保護具を含む。）については、所定の種類及び員数等を備えるものとし、常にその機能を正常に維持するため、定期的に検査等を実施するものとする。なお、放射線管理設備等の管理に係る運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

6. 参考文献

(1) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日了承（平成13年3月29日一部改訂）

(2) 原子力委員会、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」、昭和51年9月28日決定（平成13年3月29日一部改訂）

(3) 原子力安全委員会、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、昭和57年1月28日決定（平成13年3月29日一部改訂）

(4) Meek, M. E. & Rider, B. F., “Compilation of Fission Products Yields”, Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1 (1974)

(5) 原子力安全委員会、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」、平成元年3月27日了承（平成13年3月29日一部改訂）

(6) ICRP Publication 107, “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculation”, Approved by ICRP Committee 2 in October 2007

11. 参考文献

(1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」、原子力安全委員会、平成元年3月

(2) “Table of Isotopes, Sixth Edition” Lederer, C. M, et al, John Wiley & Sons, Inc, May, 1968.

(3) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、原子力安全委員会、昭和57年1月、（一部改訂平成13年3月）

(4) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」、原子力委員会、昭和51年9月、（一部改訂平成13年3月 原子力安全委員会）

(5) “Compilation of Fission Products Yields” Meek, M. E, & Rider, B. F., Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1 1974

(6) ICRP Publication 30, “Limits for Intakes of Radionuclides by Workers”, Pergamon Press, adopted in 1978

(7) 「放射性廃液の海洋放出調査特別委員会 5 カ年研究成果報告書」, 原子力安全研究協会, 原安協報告-32, 昭和47年6月

(7) 原子力安全研究協会、「放射性廃液の海洋放出調査特別委員会 5 カ年研究成果報告書」、原安協報告-32、昭和47年6月

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）の新旧対比表
【添付書類十】

変更前	変更後
<p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 <u>はしがき</u></p> <p><u>本説明書は、本原子炉施設の安全性について評価し、原子炉の固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、及び万一の重大な事故の発生を想定したとしても、放射性物質の原子炉施設敷地外への多量の放出を抑制できることを説明するものである。安全性の評価に当たっては、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽³⁾等を参考とし、さらに原子炉施設の内外で予想される種々の異常の要因並びに異常が生じた後の事象の推移を分析して、各種の代表的事象を選定し評価を行う。</u></p> <p><u>本説明書第2章では、運転時の異常な過渡変化時について安全性に対する評価を行い、これらの事象が発生した場合に生じる異常の影響を緩和する目的で設けられた原子炉保護系、原子炉停止系等の構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、第3章では事故時について安全性に対する評価を行い、これらの事象が発生した場合に生じる異常の影響を緩和する目的で設けられた工学的安全施設等の構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。</u></p> <p>なお、<u>運転時の異常な過渡変化</u>とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作または運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、<u>ここでいう事故</u>とは、<u>前記の運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。</u></p> <p><u>第4章では、原子炉の特性、工学的安全施設等の信頼性、敷地周辺の事象等を考慮して原子炉施設敷地の立地上の妥当性を示すための重大事故、仮想事故について安全評価を行い、本原子炉施設が「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」⁽⁴⁾（以下「原子炉立地審査指針」という。）に十分適合していることを説明する。</u></p> <p>1.2 判断基準</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。</p>	<p>1. 安全評価に関する基本方針</p> <p>1.1 <u>概要</u></p> <p><u>原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものとして、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。</u></p> <p>なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、<u>設計基準事故</u>は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。</p> <p><u>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽³⁾等を参考として、<u>代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。</u></u></p> <p><u>想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。</u></p> <p><u>また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低いが、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）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。</u></p> <p>1.2 <u>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準</u></p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。<u>「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。</u></p> <p><u>なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚</u></p>

- (a) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (b) 冷却材は沸騰しないこと。
- (c) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。

(2) 事 故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに核分裂生成物の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (a) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (b) 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (c) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

1.3 主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化時の解析及び事故時の解析に当たって、特記しない限り共通に用いる解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を 502℃、コールドレグ温度を 352℃とする。

中心)及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記(i)～(iii)の基準を満足することを確認する。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと*1。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと*1。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること*1。

*1: 熱設計基準値

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記(i)の基準を満足することを確認する。

また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、下記(ii)の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、下記(ii)の基準を満足することを確認する。

下記(iii)の基準において、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」との判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する条件を選定する。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。定格出力は、熱出力を100MWとし、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約350℃に、原子炉出口冷却材温度が約456℃に制御されているものとする。ただし、1次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。解析における初期条件を第1.2表に示す。

1.3.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が發せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次冷却系主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1次冷却系主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1次冷却系はポニーモータ運転に引継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機は停止される。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第1.1表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

1.3.3 原子炉停止系の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒はすべて炉心下端まで挿入されるが、解析では、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を $5.5\% \Delta k/k$ とする。さらに、解析では制御棒の落下速度に対しても安全側にみて、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とし、第1.1図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.2表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。本原子炉におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値または最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G S コード⁽⁶⁾で計算される値に計算精度に対する

なお、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き事象の初期定常運転条件として、原子炉は定格出力の 10⁻⁷%出力での臨界状態、1次主循環ポンプは 100%の冷却材流量で運転されている状態とし、コールドレグ温度は 352℃とする。

1.3.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が發せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。2次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第1.3表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第1.4表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

また、第1.5表に、原子炉保護系（アイソレーション）の設定値を示す。

1.3.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで挿入される。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を $5.0\% \Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とし、第1.1図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.6表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G S コード⁽⁴⁾で計算される値に計算精度に対する

適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第 1.2 図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等の安全系の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による 1 次冷却系主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

(なし)

(なし)

適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第 1.2 図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。

また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等の MS に属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。

事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器及びアニュラス部排気設備以外の静的機器は多重化しており、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。また、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトは、故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができることから、故障を仮定しない。冷却機能を有する構築物、系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明において示す。

さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による 1 次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

(追加)

1.4 解析に用いる計算コード

(省略)

(追加)

第 1.1 表～第 1.3 表

(省略)

第 1.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間 (注1)
中性子束高(出力領域)	107% (定格出力に対して)	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
2次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm (注2)	0.4 秒
電源喪失	—————	1.2 秒

(注1) プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間(むだ時間成分)を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2秒である。

(注2) NsL: 原子炉容器通常ナトリウム液位。

(なし)

第 1.2 表 解析に使用する反応度係数

項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-0.37 \sim -3.1) \times 10^{-3} \text{ (Tdk/dT)}$
燃料温度係数	$(-2.3 \sim -5.6) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
冷却材温度係数	$(-5.5 \sim -14) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
構造材温度係数	$(-0.60 \sim -2.5) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
炉心支持板温度係数	$(-9.2 \sim -19) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$

第 1.4 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間 (注1)
中性子束高(出力領域)	107% (100MW に対して)	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
2次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

(注1) プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間(むだ時間成分)を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2秒である。

(追加)

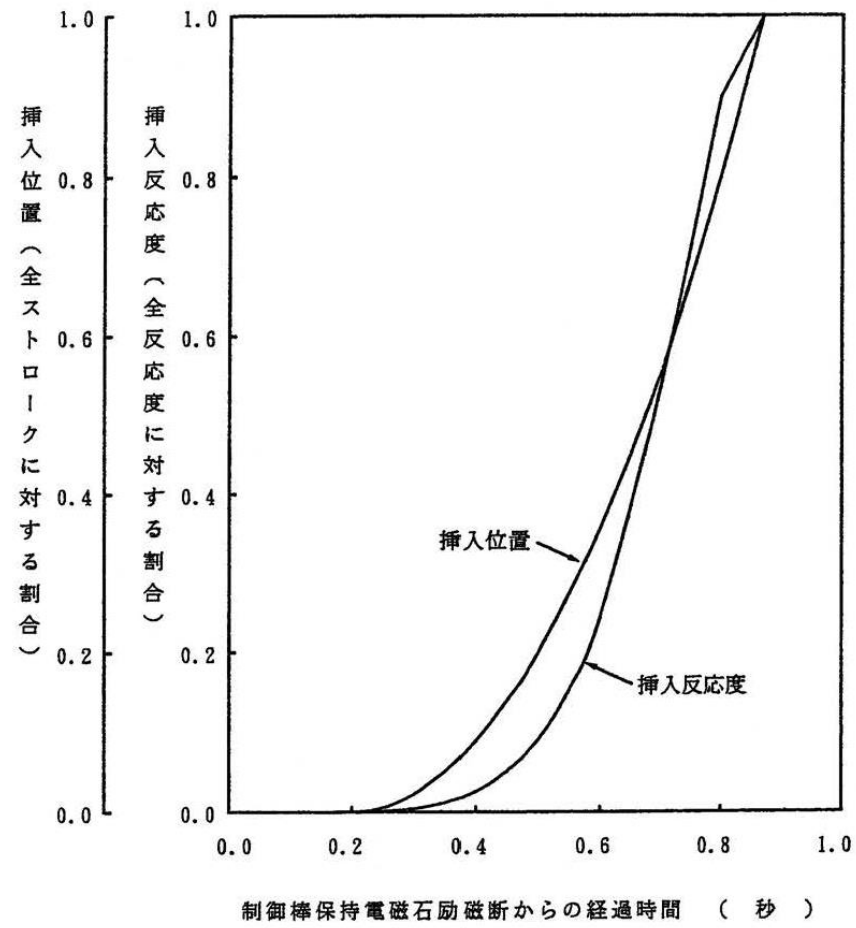
第 1.5 表

(省略)

第 1.6 表 解析に使用する反応度係数

項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3} \text{ (Tdk/dT)}$
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6} \text{ (}\Delta\text{k/k/}^\circ\text{C)}$

(なし)

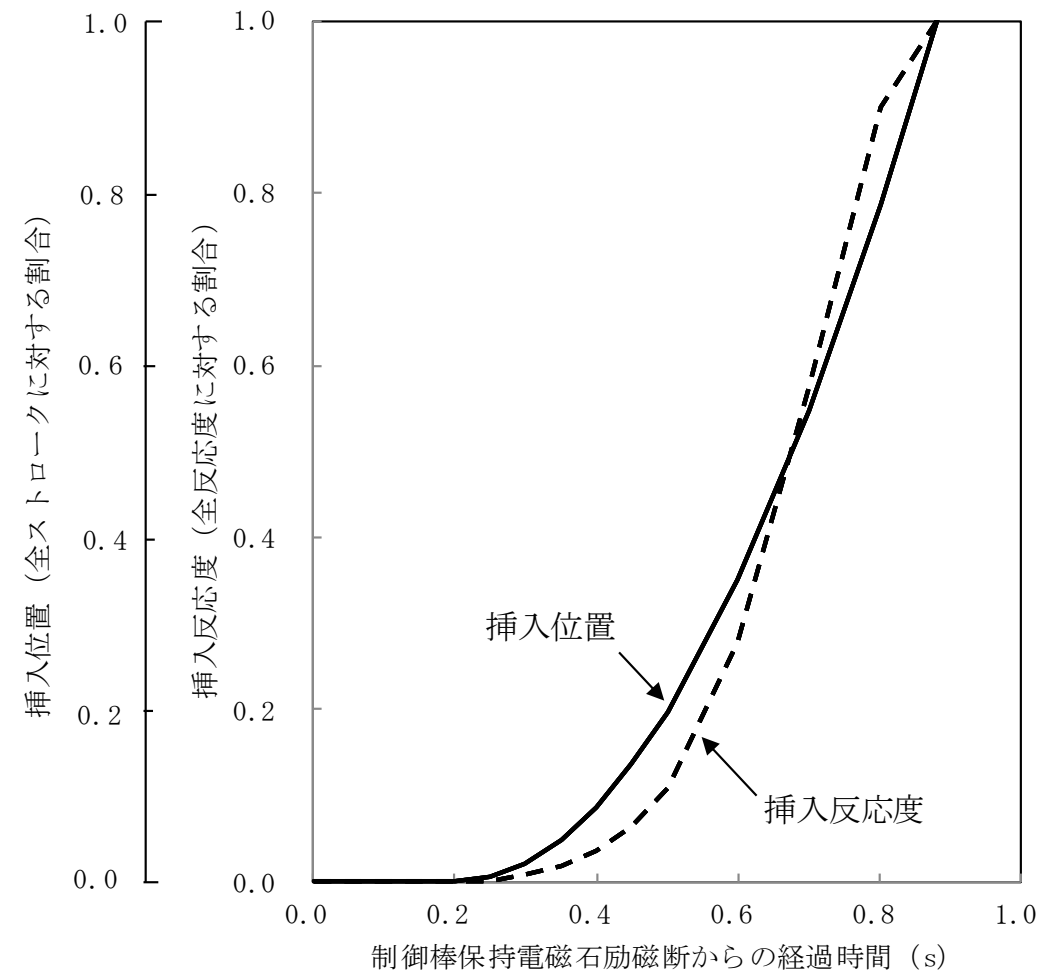


第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線

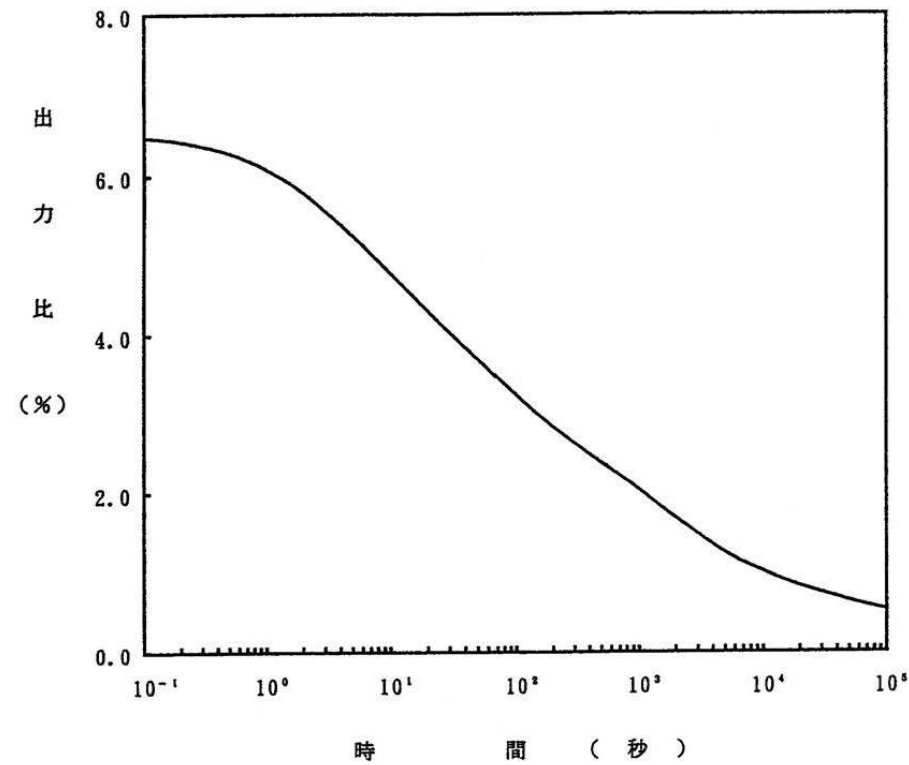
(追加)

第 1.7 表

(省略)



第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 1.2 図 崩壊熱曲線

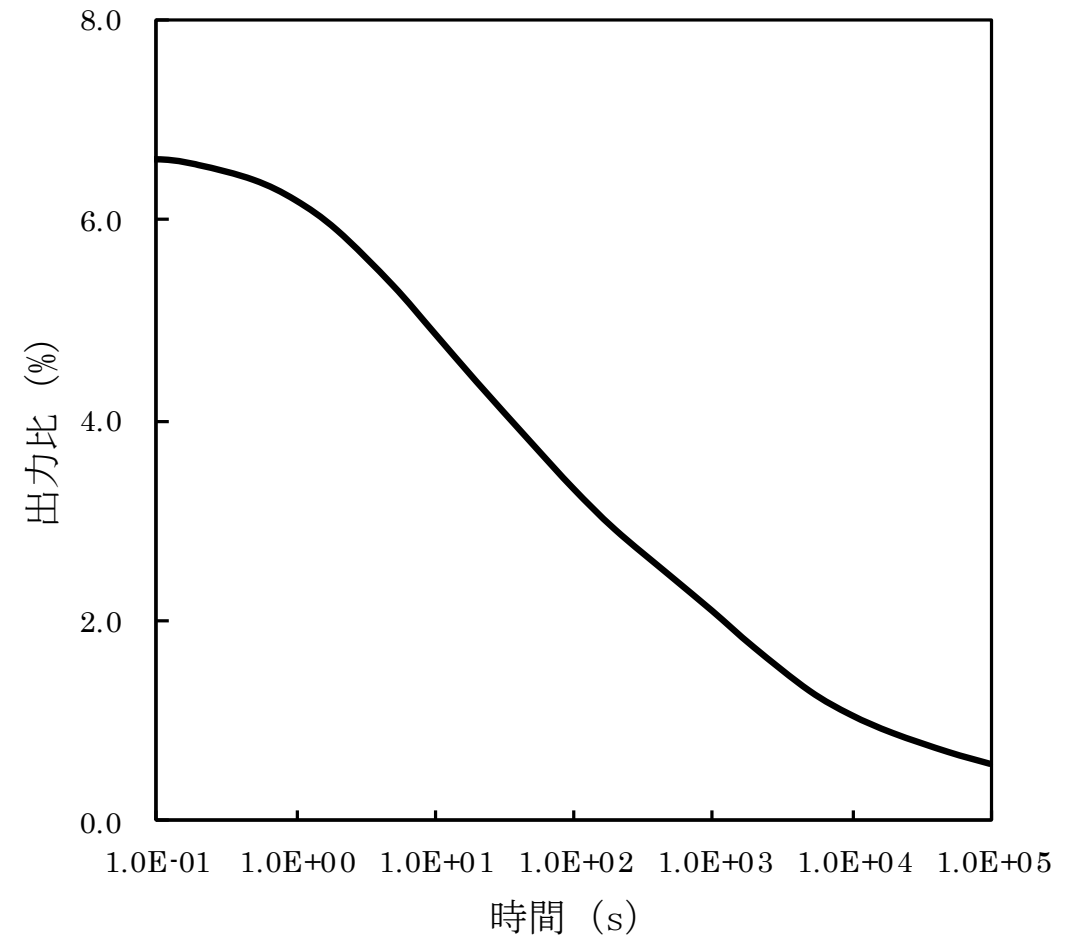
2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本章では、本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止及び抑制対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

運転時の異常な過渡変化として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化
 - (a) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
 - (a) 1次冷却材流量増大
 - (b) 1次冷却材流量減少
 - (c) 外部電源喪失
 - (d) 2次冷却材流量増大
 - (e) 2次冷却材流量減少
 - (f) 主冷却器空気流量の増大



第 1.2 図 崩壊熱曲線

2. 運転時の異常な過渡変化

2.1 代表的事象の選定

運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (i) 1次冷却材流量増大
 - (ii) 1次冷却材流量減少
 - (iii) 外部電源喪失
 - (iv) 2次冷却材流量増大
 - (v) 2次冷却材流量減少
 - (vi) 主冷却器空気流量の増大

(g) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引抜くよう操作手順を定める。
- (b) 原子炉出力制御系により同時に2本以上の制御棒を引抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度を13cm/min以下に制限する。
- (c) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインタロックによりブロックする。
 - a) 原子炉保護系の作動条件がすべて解除されていること。
 - b) すべての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c) 起動系の中性子計数率が2チャンネルとも設定値以上であること。
- (d) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引抜きをインタロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR⁽⁶⁾及びHARHO-IN⁽⁶⁾により解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の10⁻⁷%とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%、原子炉容器入口冷却材温度は352℃とする。
- (b) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度付加率は5¢/sとする。
- (c) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、500Btu/ft²h°F (0.284 W/cm²°C)とする。
- (d) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-0.37 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、

(vii) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に2本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は13cm/min以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインタロックによりブロックする。
 - a) 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b) 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c) 起動系の中性子計数率が2チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインタロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の10⁻⁷%とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%、原子炉容器入口冷却材温度は352℃とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度(13cm/min)で引き抜かれるものとし、それによる反応度付加率は5¢/sとする。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.30 \text{W/cm}^2\text{°C}$ とする。
- (iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、

$-5.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(e) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107 %、応答時間は 0.2 秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.1 図に示す。

異常発生後、約 19 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに 1 次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 355 %である。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約 8 %が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下、「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下、「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $1,830^\circ C$ 、約 $560^\circ C$ 及び約 $550^\circ C$ であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力またはその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

(a) 制御棒の操作は、運転員が手動、もしくは自動により小刻みに行うものとする。

(b) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。

(c) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

$-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.1 図に示す。

異常発生後、約 19 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに 1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 234%である。ポンプの回転数が定格流量の約 8%に相当する値まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約 8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $1,270^\circ C$ 、約 $470^\circ C$ 及び約 $470^\circ C$ であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

(i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。

(ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。

(iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。
解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度付加率は5¢/sとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-0.37 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.2図に示す。

異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,570℃、約690℃及び約670℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により1次冷却系主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度(13cm/min)で引き抜かれるものとし、それによる反応度添付加率は5¢/sとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.2図に示す。

異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 1次冷却系主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (b) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」または「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (c) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。
解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-0.37 \times 10^{-3} Tdk/dT$ とする。
また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-2.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.3図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格値の約106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し整定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約2,630°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} Tdk/dT$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.3図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約2,410°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 1次冷却系主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (b) 1次冷却系主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- (c) 1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次冷却系主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (d) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止し、他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。
- (e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。

1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。1次冷却系主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモ

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)

ータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約770℃及び約760℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部または全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次冷却系主循環ポンプの主電動機、2次冷却系主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (b) 一般電源系統は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (c) 外部電源喪失時はディーゼル電源系統、直流無停電電源系統及び交流無停電電源系統により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系統より給電され、1次冷却系主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系統より給電される。
- (d) 直流及び交流無停電電源系統は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (e) ディーゼル電源系統は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (f) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次冷却系主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次冷却系主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする。

- (g) 1次冷却系主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (h) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 一般電源系統の電源がすべて同時に失われるものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- (e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次冷却系主循環ポンプの主電動機、2次冷却系主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。1次冷却系主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約720℃及び約700℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次冷却系主循環ポンプの

- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650℃及び約640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数

回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 2次冷却系主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (b) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (c) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 1ループの2次冷却系主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-0.37 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-2.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.6図に示す。

1ループの2次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約52秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転

が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終了する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.6図に示す。

1ループの2次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で安定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約

に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,640℃、約700℃及び約680℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次冷却系主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 2次冷却系主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (b) 2次冷却系主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (c) 2次冷却系主循環ポンプが停止した場合、「2次冷却系主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (d) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 1ループの2次冷却系主循環ポンプが停止するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対

2,440℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないの
で、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対

値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.7図に示す。

1ループの2次冷却系主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約1.7秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約680℃及び約660℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

(a) 本原子炉施設の計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。

(b) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

(c) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所

値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.7図に示す。

1ループの2次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約1.9秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

(i) 計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。

(ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

(iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の

定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

(a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。

(b) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。

(c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-0.37 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-2.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.8図に示す。

1ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約108秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,650°C（計算値2,642°C）、約700°C及び約680°Cであり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。

(ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.8図に示す。

1ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約80秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,440°C、約630°C及び約620°Cであり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (a) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (b) 原子炉入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (c) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 異常発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は373℃、応答時間は0.4秒とする。
- (e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に示す。

1ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、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い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル（約3%）まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は373℃、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に示す。

1ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口

冷却材温度が上昇し、約 112 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 690 °C及び約 680 °Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

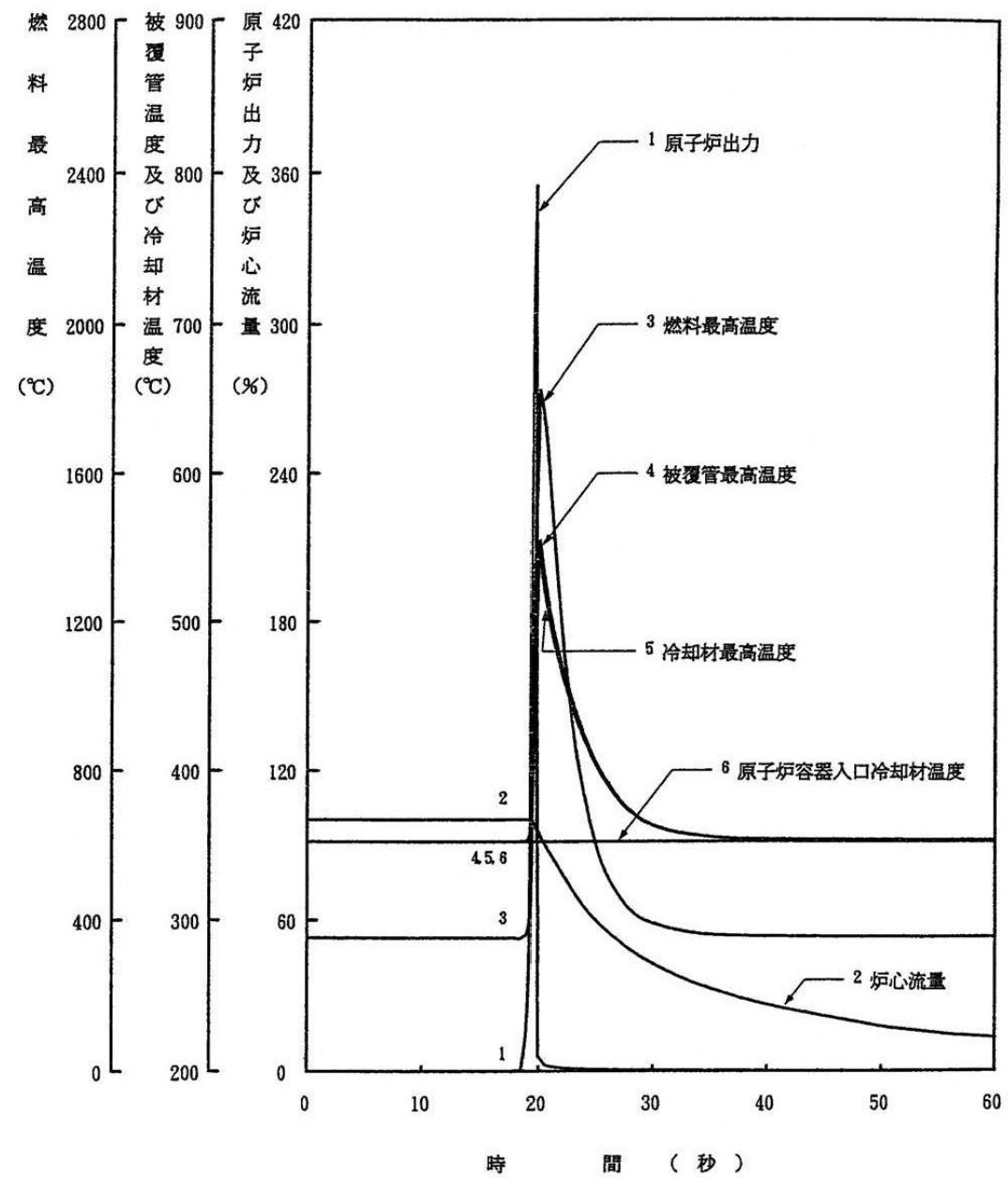
この過渡変化では、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

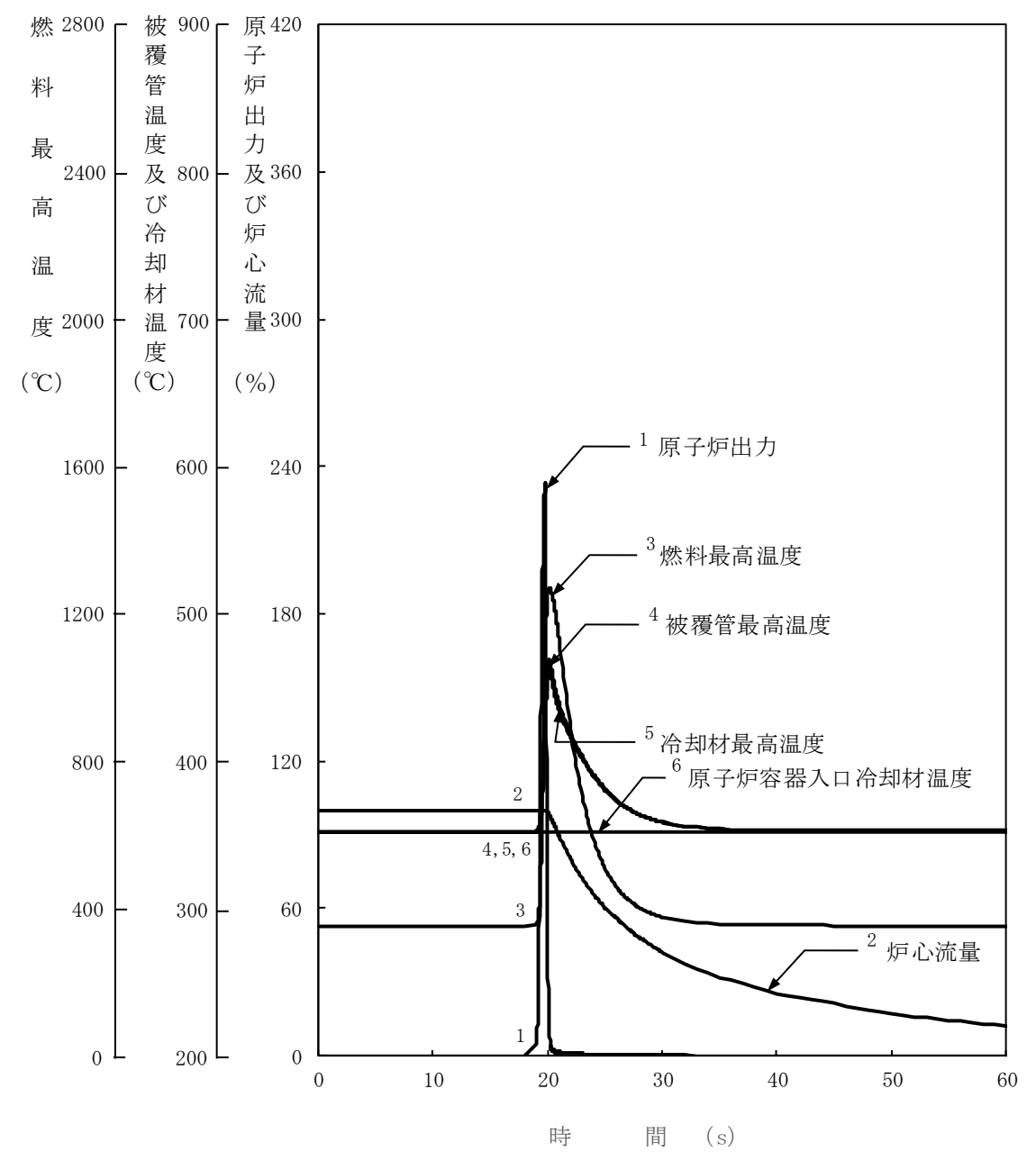
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

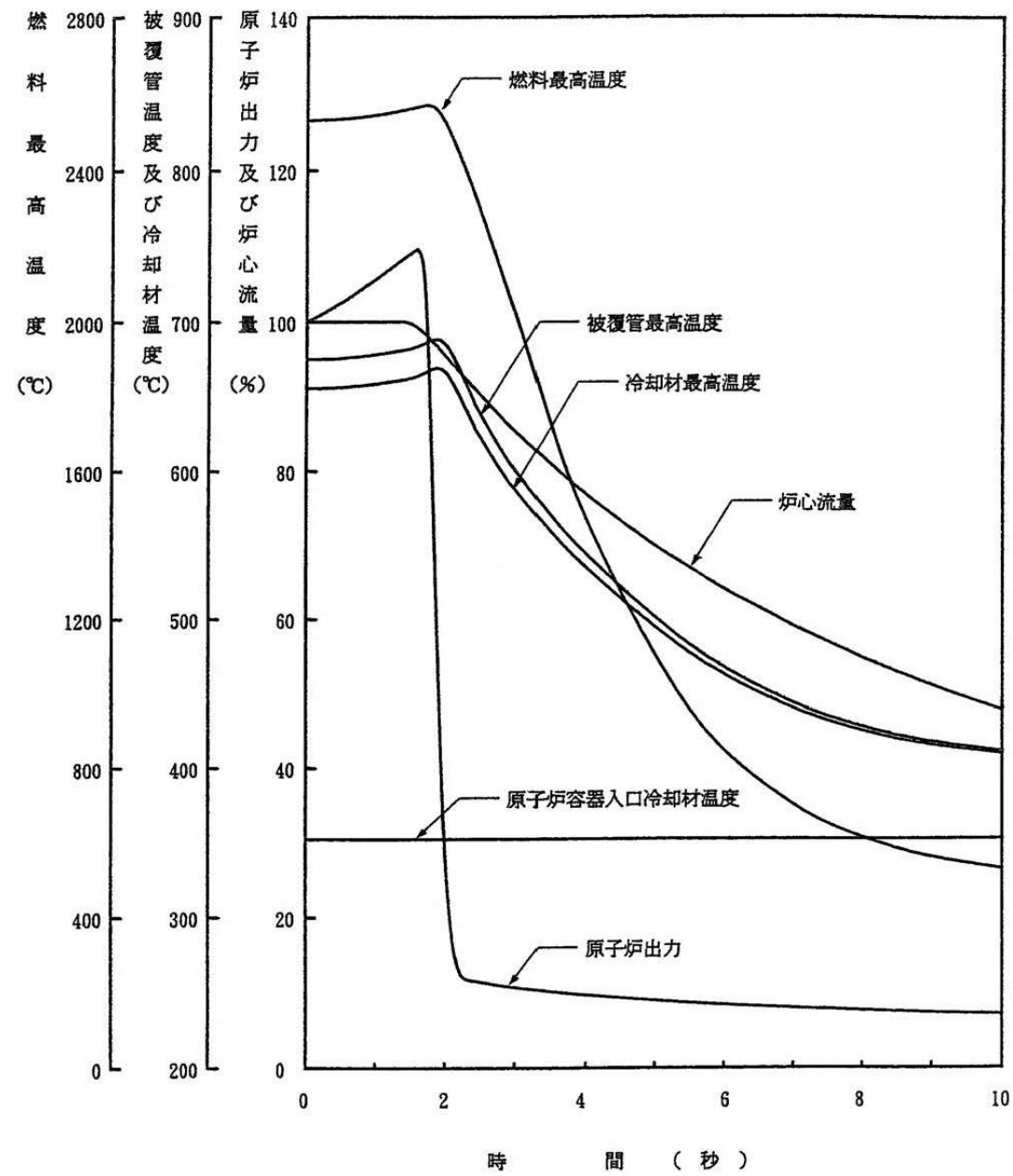


第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)

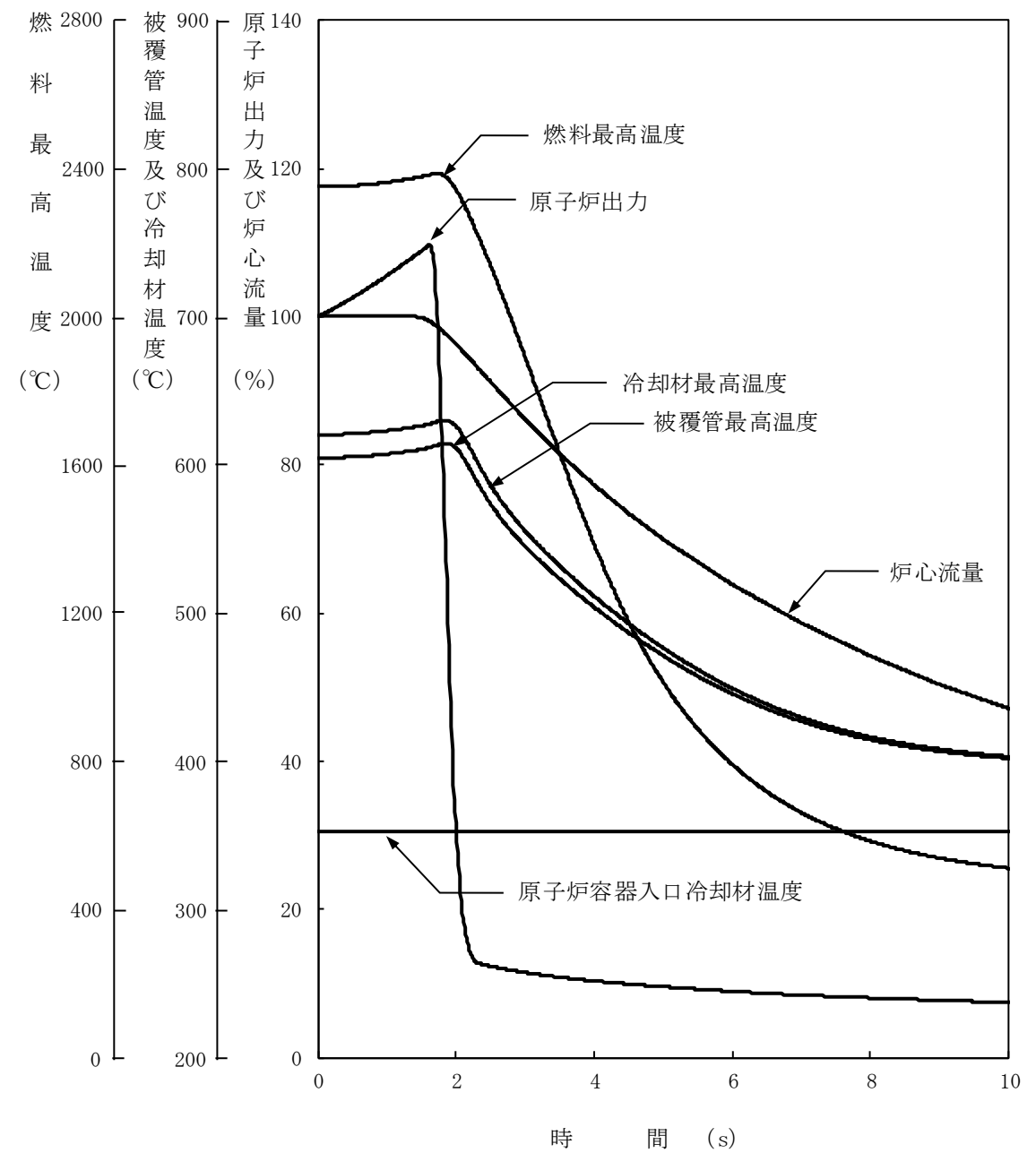
(追加)

第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)

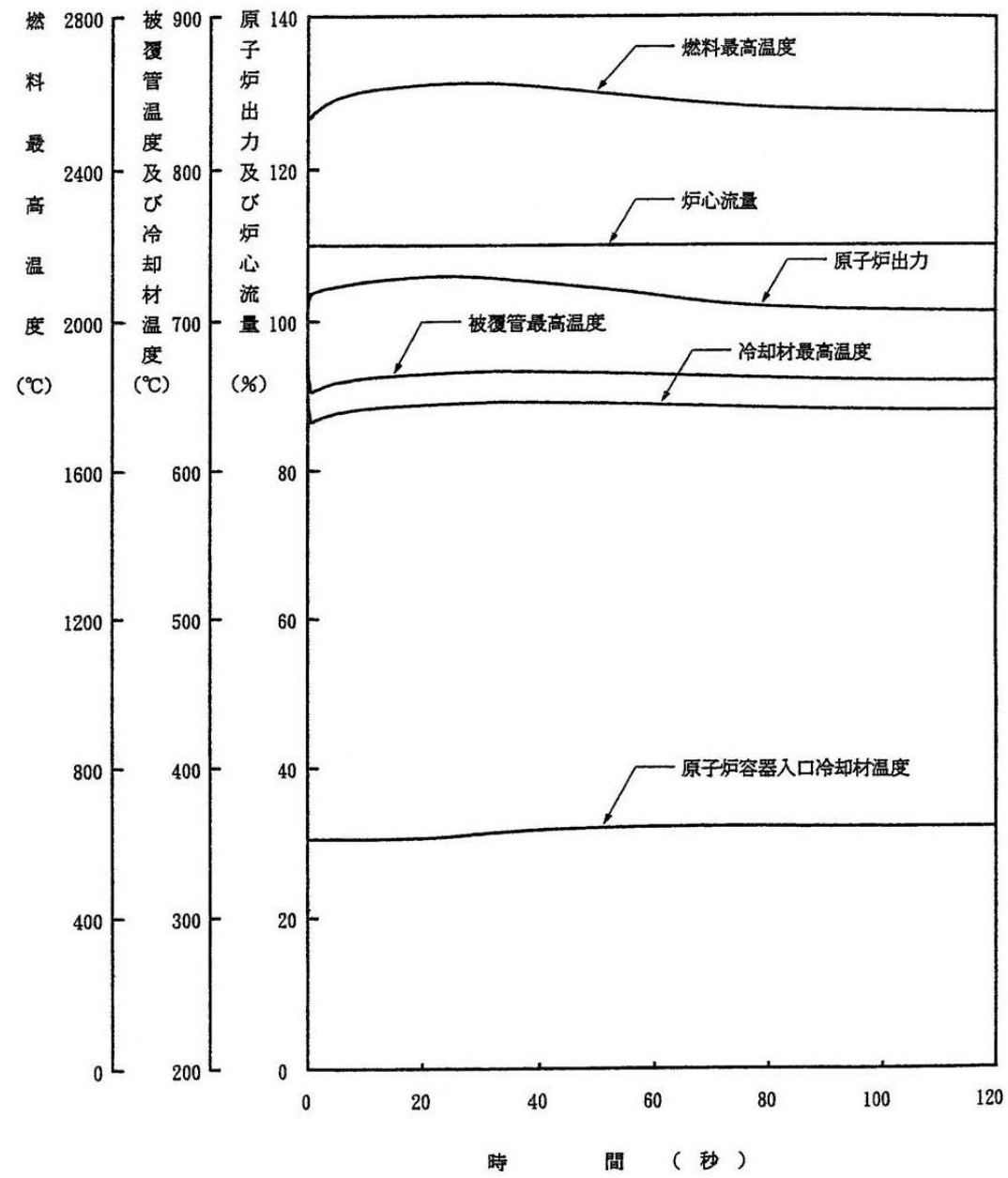
(省略)



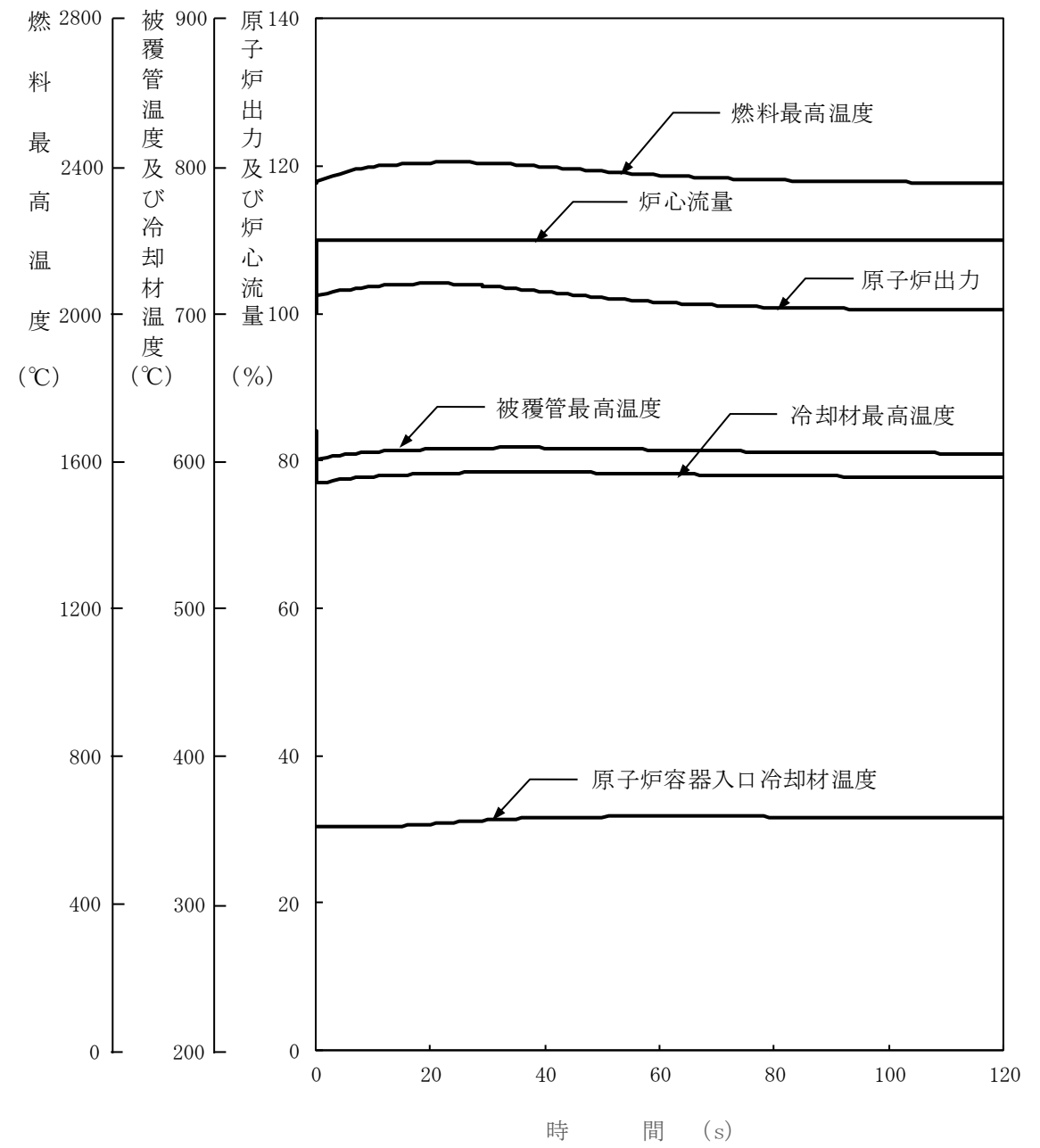
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



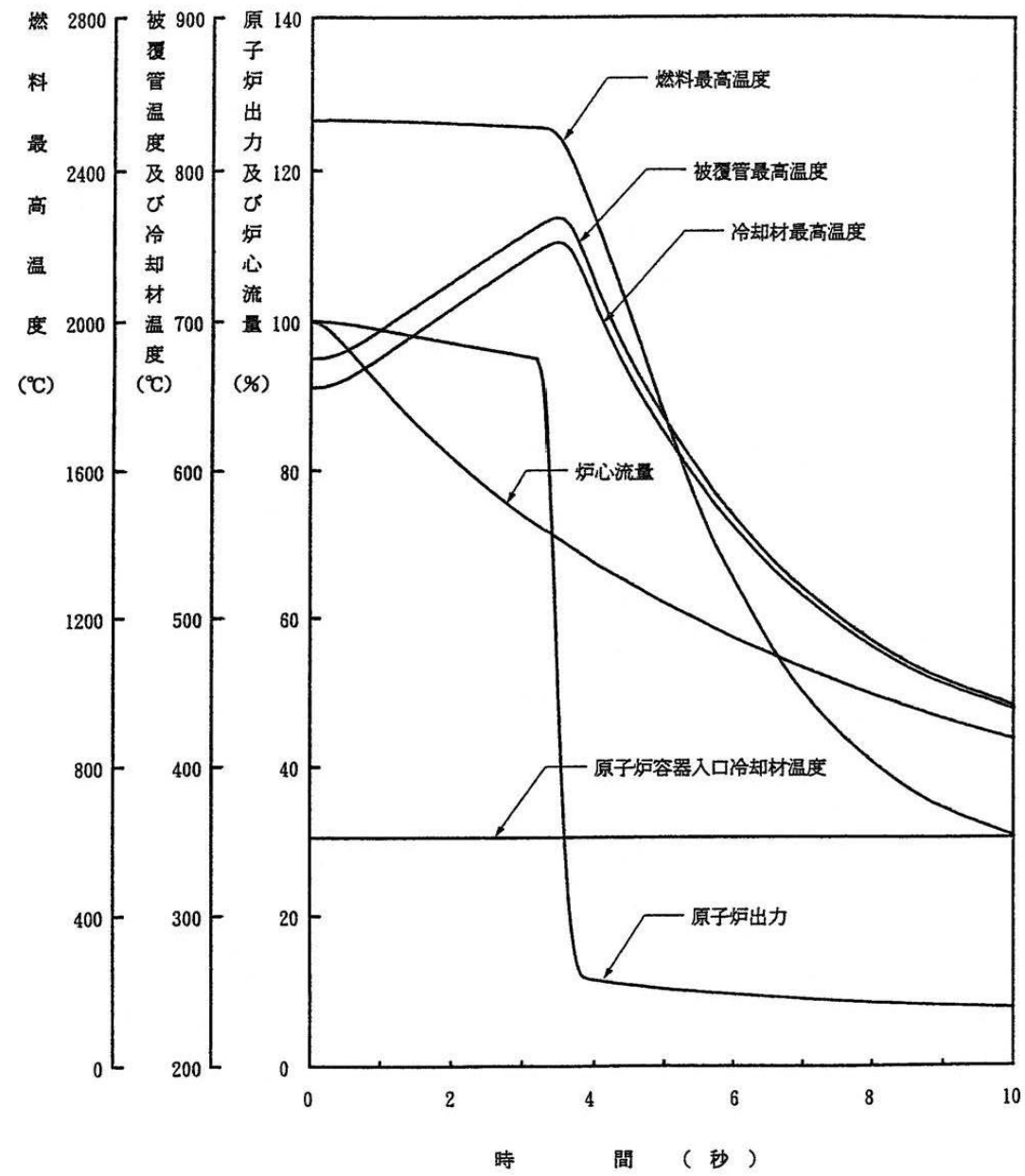
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



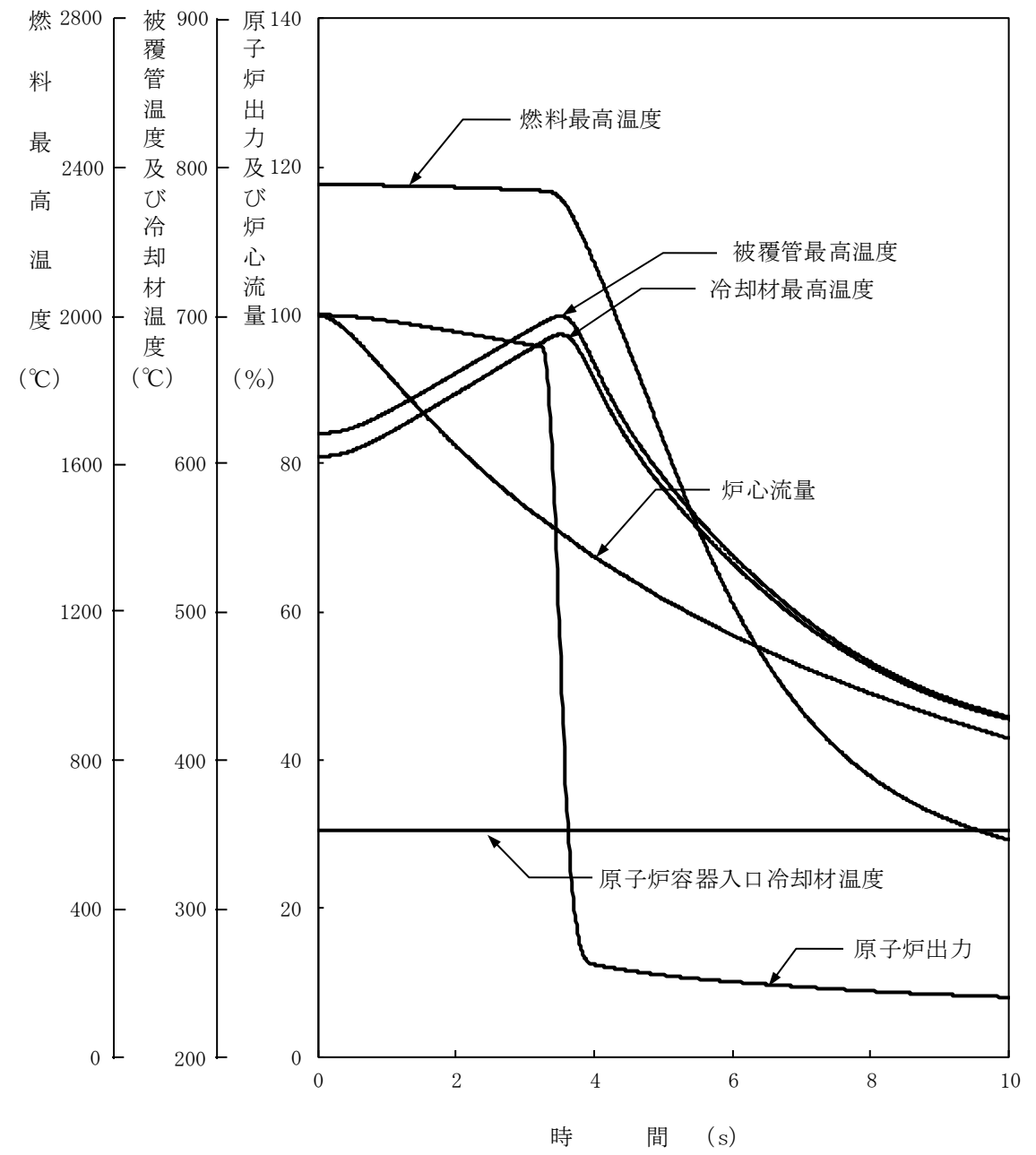
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



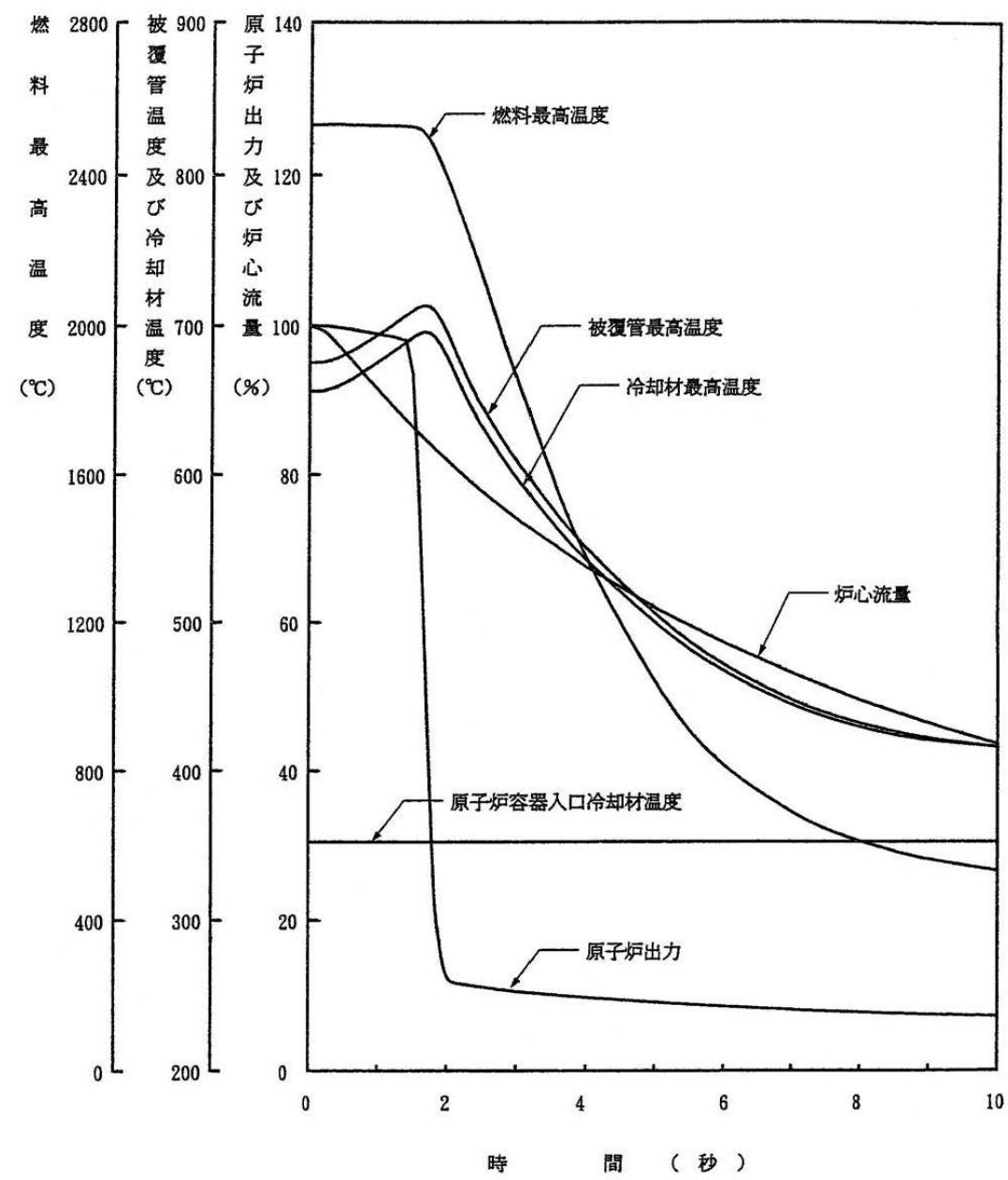
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



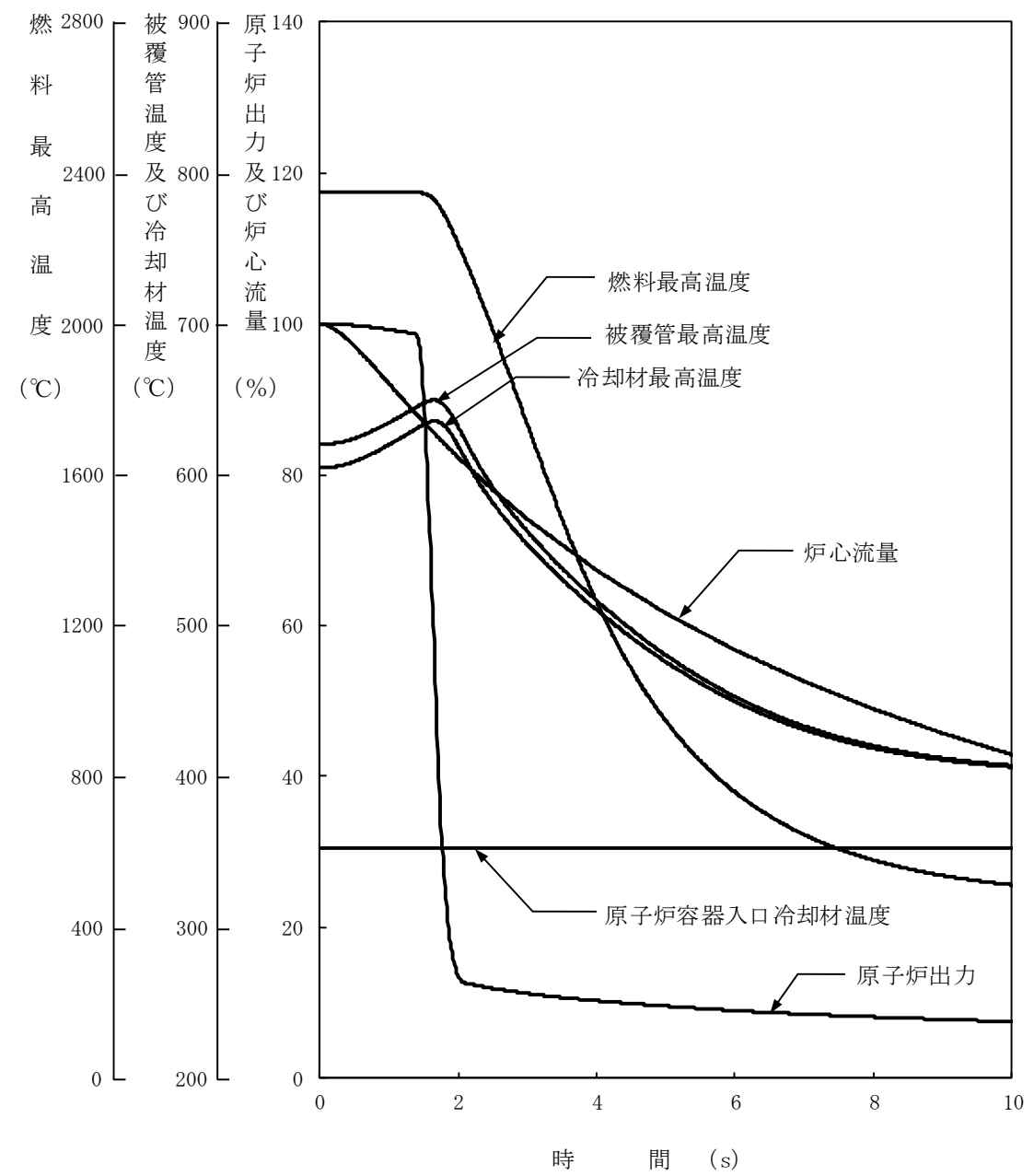
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



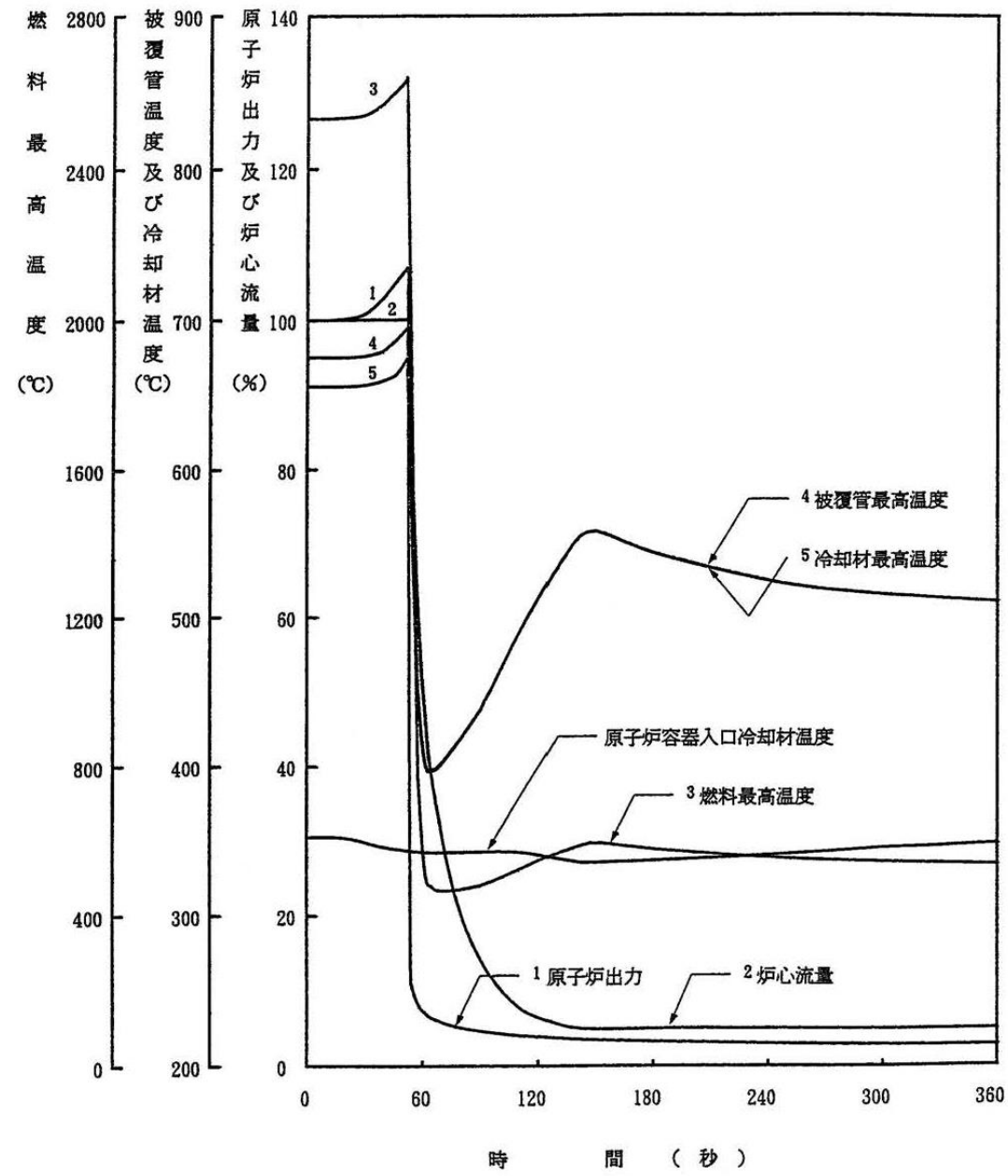
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



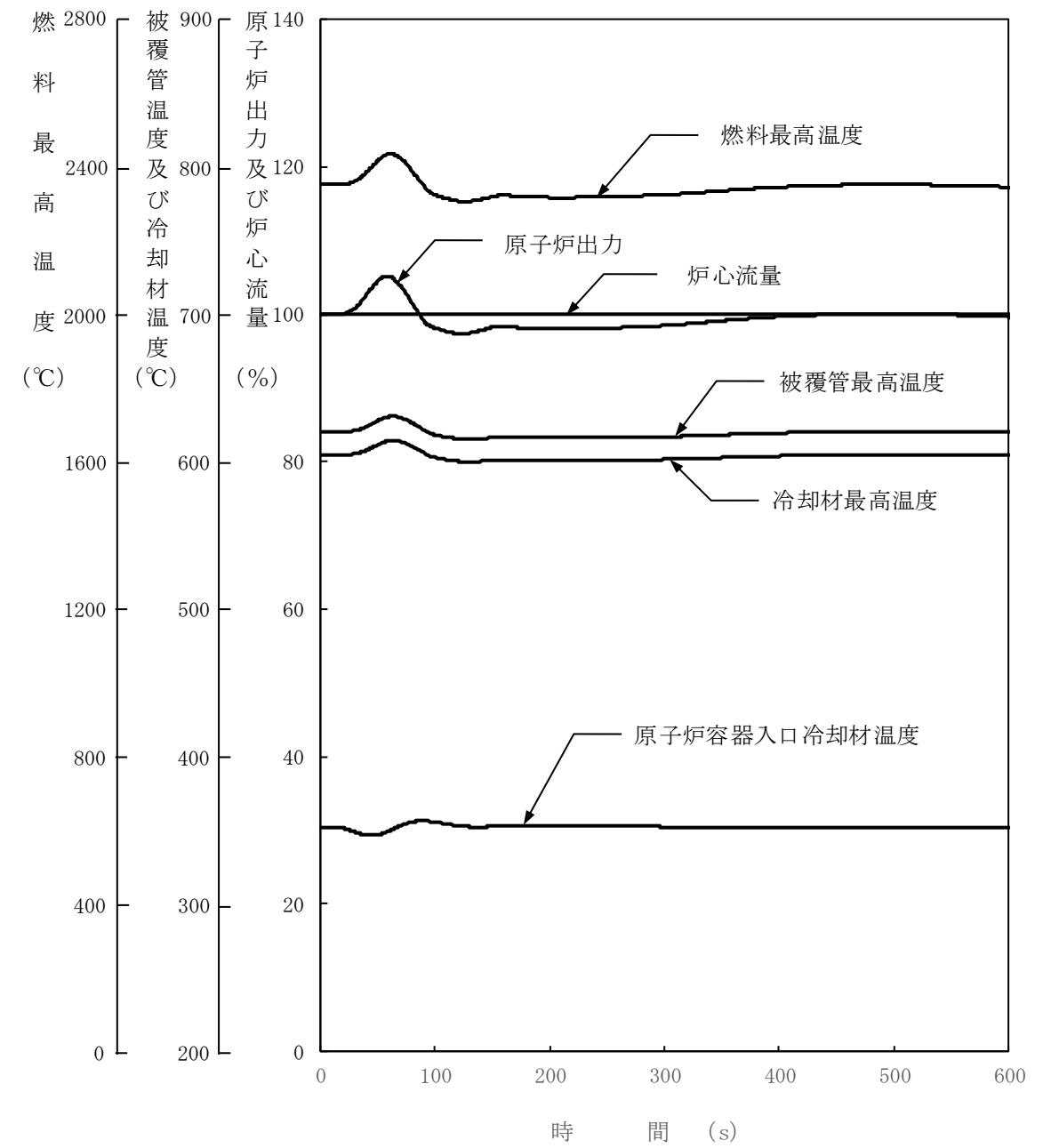
第 2.5 図 外部電源喪失



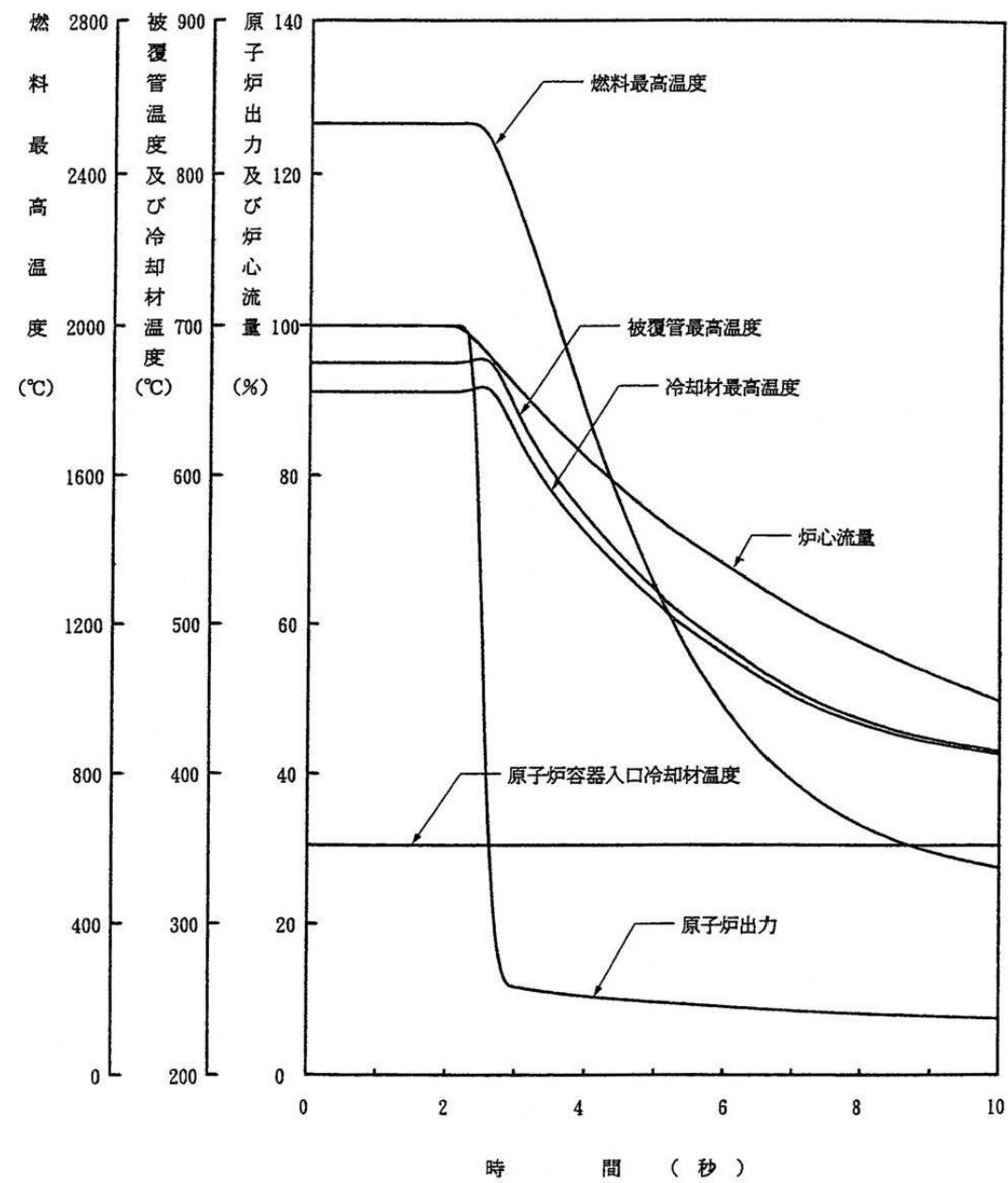
第 2.5 図 外部電源喪失



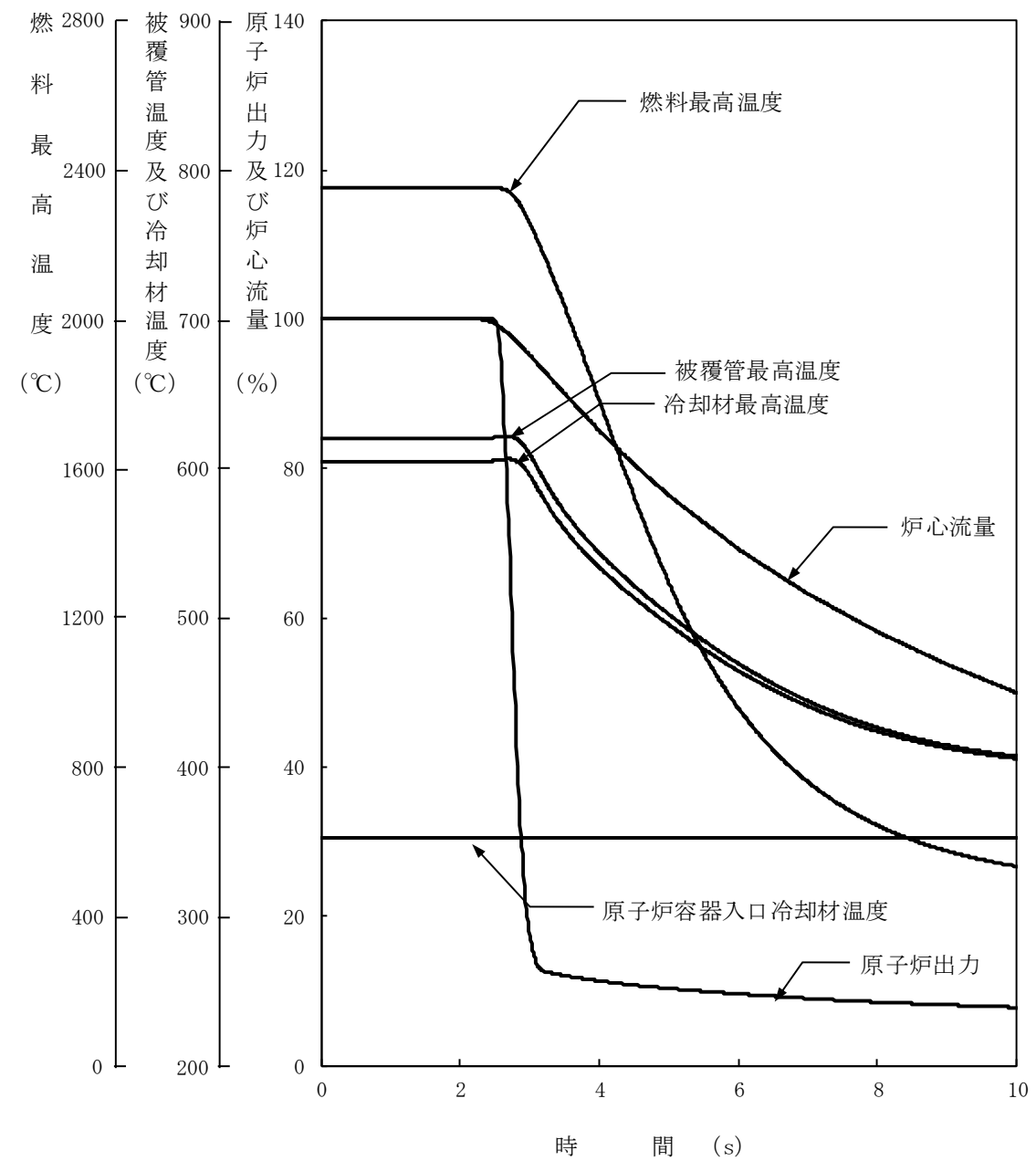
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



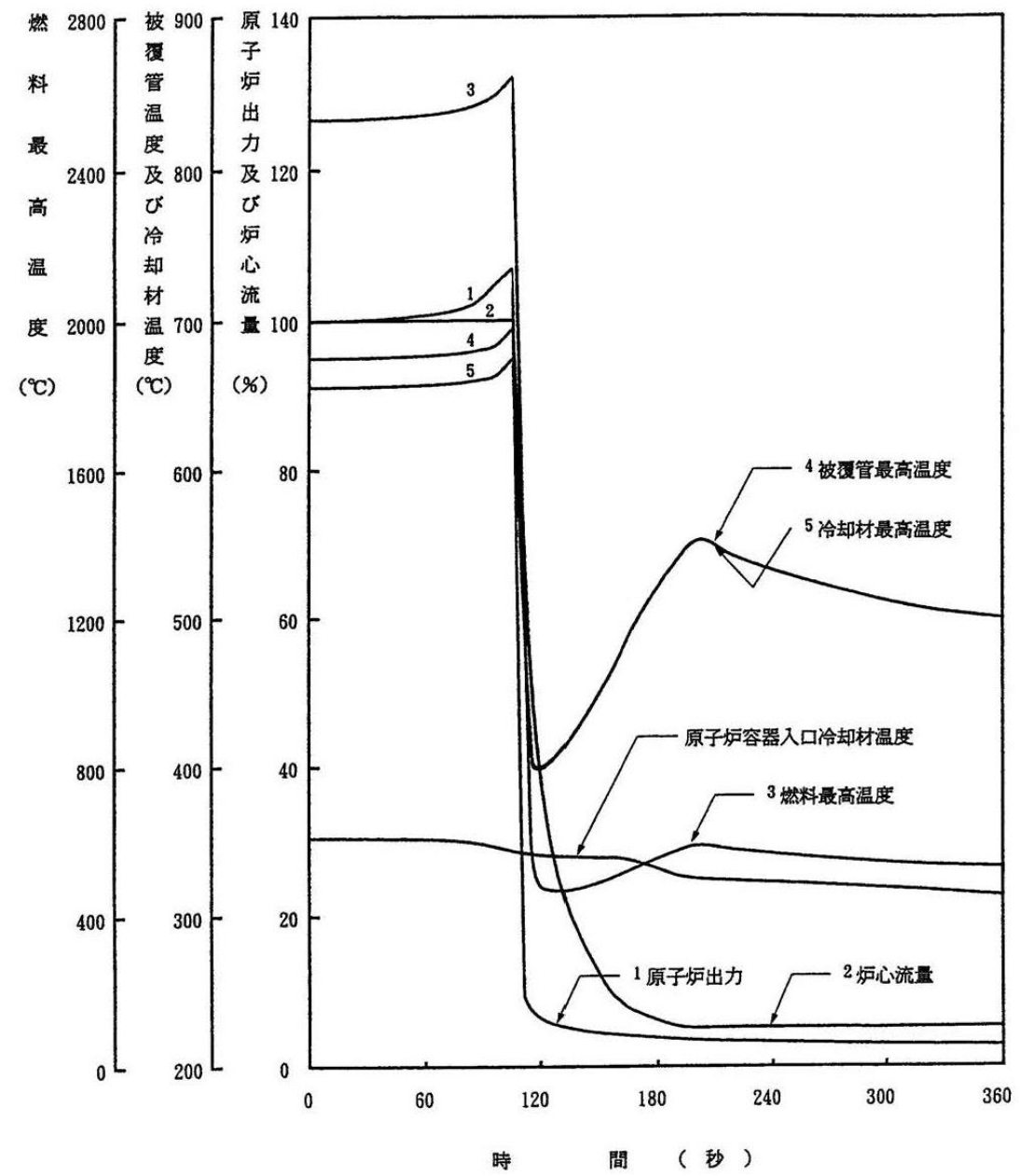
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



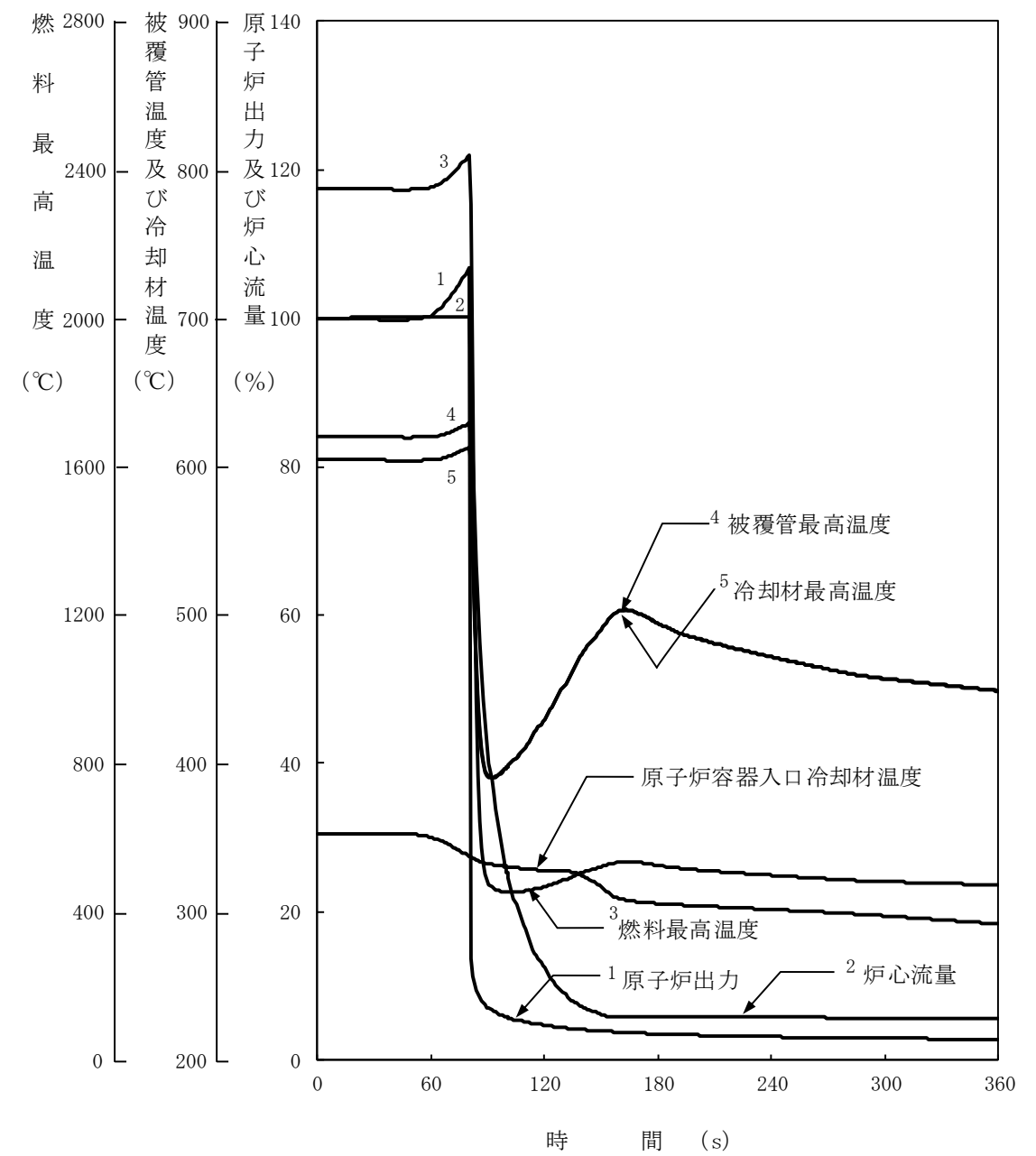
第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



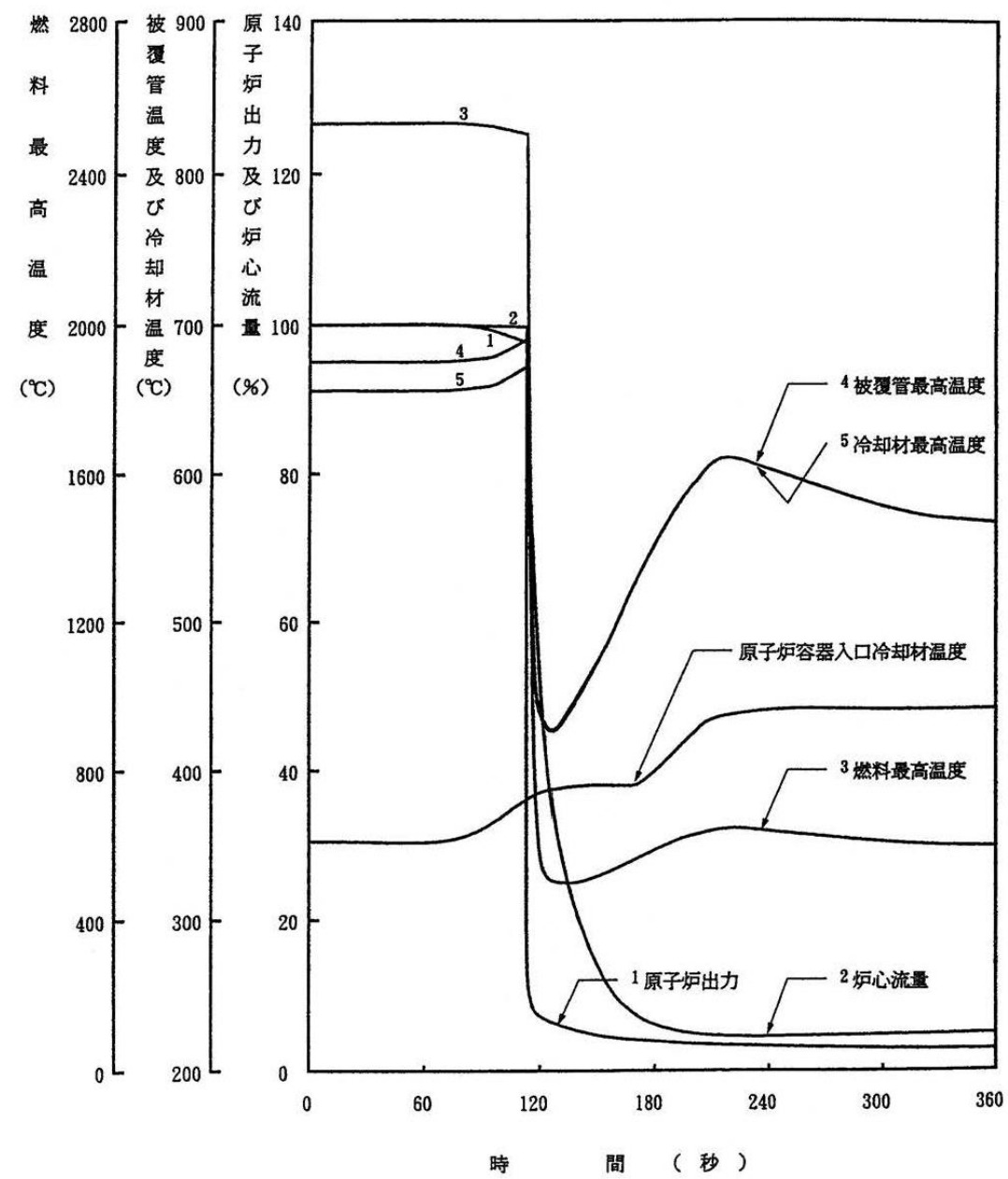
第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



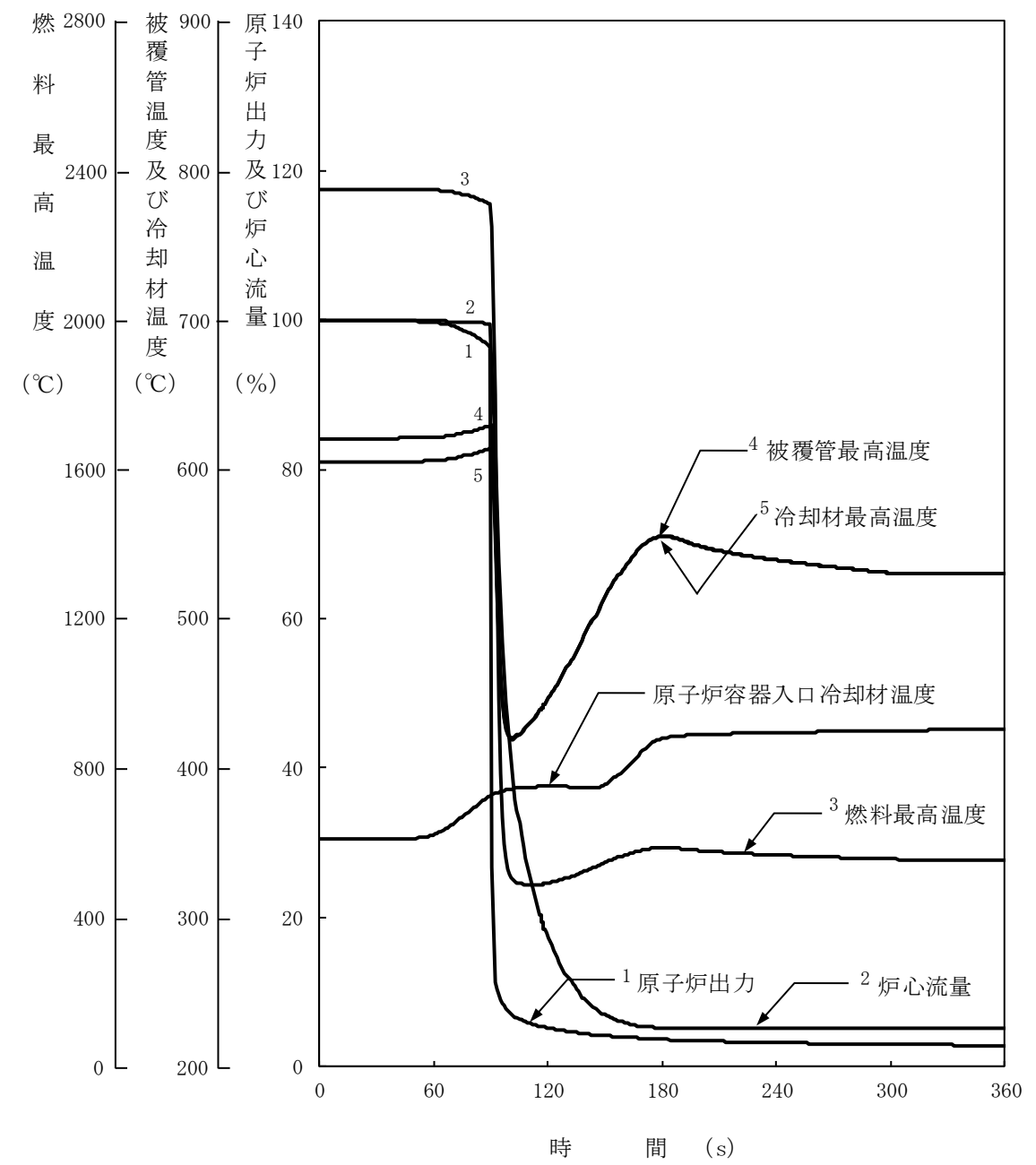
第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少

3. 事故解析

3.1 序

本章では、本原子炉施設において想定される事故に対して、その発生原因と防止及び抑制対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

事故として、次の事象を評価する。

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故

(a) 燃料スランピング事故

(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故

(a) 1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故

(b) 1次冷却材漏えい事故

(c) 2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故

(d) 2次冷却材漏えい事故

(e) 主送風機軸固着事故

(3) 廃棄物処理設備に関する事故

(a) 気体廃棄物処理設備破損事故

(4) ナトリウムの化学反応

(a) 1次冷却材漏えい事故

(5) 原子炉カバーガス系に関する事故

(a) 1次アルゴンガス漏えい事故

(6) その他

(a) 地震、火災、台風、洪水

3.4.4 被ばく評価

(1) 評価条件

(省略)

(h) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる線量を、「4.1 重大事故」と同様の方法で評価する。

4. 重大事故及び仮想事故

(省略)

4.1.2 線量の評価

(省略)

(3) 解析方法^{(7)、(8)}

(a) よう素吸入による甲状腺の等価線量

敷地周辺におけるよう素吸入による甲状腺の等価線量 D_T (μSv) は

(4.1.1) 式で計算する。

3. 設計基準事故

3.1 代表的事象の選定

設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故

(i) 燃料スランピング事故

(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故

(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故

(ii) 1次冷却材漏えい事故

(iii) 冷却材流路閉塞事故

(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故

(v) 2次冷却材漏えい事故

(vi) 主送風機風量瞬時低下事故

(3) 燃料取扱いに伴う事故

(i) 燃料取替取扱事故

(4) 廃棄物処理設備に関する事故

(i) 気体廃棄物処理設備破損事故

(5) ナトリウムの化学変化

(i) 1次冷却材漏えい事故

(6) 原子炉カバーガス系に関する事故

(i) 1次アルゴンガス漏えい事故

(削除)

3.2 被ばく評価の方法

3.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等

$$D_I = R \cdot D_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_I \dots\dots\dots (4.1.1)$$

ここで、

R : 小児の呼吸率 (m³/s)。気体廃棄物処理系破損事故の継続時間が短いことを考慮し、小児活動時の 0.31m³/h を換算して用いる。

D_∞ : よう素 1Bq を吸入した場合の甲状腺の等価線量 (μSv/Bq)

Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

なお、D_∞の値として、ICRP Pub.71 の値を第4.1表に示す。

また、同表にはI-131が甲状腺に与える影響を1とした場合の他のよう素核種が甲状腺に与える影響の割合をK_Rとして示す。

第4.1表 放射よう素を吸入した時の甲状腺の等価線量及びI-131等価量への換算係数

核種		等価線量への換算係数 D _∞ (μSv/Bq)	¹³¹ I等価量への換算係数 K _R
成人	I-131	3.9×10 ⁻¹	1
	I-132	3.6×10 ⁻³	9.3×10 ⁻³
	I-133	7.6×10 ⁻²	2.0×10 ⁻¹
	I-134	7.0×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻³
	I-135	1.5×10 ⁻²	3.9×10 ⁻²
小児	I-131	3.2×10 ⁰	1
	I-132	3.8×10 ⁻²	1.2×10 ⁻²
	I-133	8.0×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹
	I-134	7.3×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³
	I-135	1.6×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻²

(b) 希ガスによる全身に対する線量

敷地周辺における希ガスのガンマ線による全身に対する線量D_γ (μSv) は(4.1.2)式で計算する。

$$D_{\gamma} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_{\gamma} \dots\dots\dots (4.1.2)$$

ここで、

K : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)

を第3.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、H_I : よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M : 小児の呼吸率 (m³/s)

Q_e : よう素 (I-131換算) の放出量 (Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (s/m³)

K_{Hi} : 核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

3.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_{\gamma} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_{\gamma}$$

ここで、H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μSv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)

(D/Q) : 相対線量 (μGy/ (MeV · Bq))

Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

D/Q : 相対線量 ($\mu\text{Gy}/(\text{MeV}\cdot\text{Bq})$)

Q_Y : 事故期間中の希ガスの大気放出量 ($\text{MeV}\cdot\text{Bq}$)

なお、希ガスのベータ線による全身に対する線量 $D\beta$ (μSv) は、ベータ線の飛程が非常に短いので、サブマージョンモデルに基づく (4.1.3) 式で計算する。

$$D\beta = 6.2 \times 10^{-8} \cdot E\beta \cdot (\chi/Q) \cdot Q\beta \quad \dots\dots\dots (4.1.3)$$

ここで、

$E\beta$: ベータ線のエネルギー (0.5MeV)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q\beta$: 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (0.5MeV 換算値)

3.2 燃料スランピング事故

3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (b) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (c) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (d) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高 (出力領域)」 または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.2.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 事故発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論

第3.1表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等^{(2),(8)}

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4}
			I-132 : 2.3×10^{-6}
			I-133 : 4.1×10^{-5}
			I-134 : 6.9×10^{-7}
			I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率*	M	m^3/h	0.31 (活動時)
		m^3/d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を使用する。

3.3 燃料スランピング事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高 (出力領域)」 または「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理

密度の 100 %となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。

(c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-0.37 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。

また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.1図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約126%である。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,600℃、約700℃及び約680℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.2.3 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.3 1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次冷却系主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

(a) 1次冷却系主循環ポンプの設計、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い、軸固着のような事故の発生を防止する。

(b) 1次冷却系主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインタロックを設ける。

論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.1図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約127%である。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,410℃、約640℃及び約630℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.3.3 結論

この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

(i) 1次主循環ポンプの設計、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い、軸固着のような事故の発生を防止する。

(ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインタロックを設ける。

(c) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次冷却系主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

(d) 事故ループの1次冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。

(e) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

(a) 事故発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。

(b) 最も厳しい想定として、事故ループの1次冷却系主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。

(c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(e) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。

1次冷却系主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。健全ループの1次冷却系主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 830°C （計算値 822°C ）及び約 810°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.3.3 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「1次冷却材

(iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

(iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。

(v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

(i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。

(ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 730°C 及び約 720°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び

流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次冷却材漏えい事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次冷却系または補助冷却1次系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で1次冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 1次冷却系及び補助冷却1次系の配管・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。
- (b) 1次冷却系及び補助冷却1次系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (c) 1次冷却系及び補助冷却1次系の配管は、エルボを用いて引回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (d) 1次冷却系及び補助冷却1次系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (e) 1次冷却系及び補助冷却1次系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。
- (f) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次冷却系及び補助冷却1次系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (g) 1次冷却系及び補助冷却1次系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実に速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。
これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (h) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.5 1次冷却材漏えい事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・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。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (v) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実に速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

- (i) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (j) 二重壁内の空間容積を制限することにより、1次冷却系または補助冷却1次系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次冷却系の循環に支障を来たすことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- (k) さらに、オーバーフロー系の汲上電磁ポンプによる1次冷却系のオーバーフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
- (l) 原子炉運転中は格納容器内の床下を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次冷却系及び補助冷却1次系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。
なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、原則としてナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器内床下を空気雰囲気に置換しないものとする。
- (m) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上放射能レベル高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
- (n) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.4.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 事故発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 1次冷却系主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管の下降部において、1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。
なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次冷却系主配管及び補助冷却1次系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。
解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$

- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- (x i) さらに、オーバーフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバーフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
- (x ii) 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器(床下)を空気雰囲気に置換しないものとする。
- (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
- (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次主冷却系主配管及び1次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$

とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $NsL - 140 \text{ mm}$ 、応答時間は0.4秒とする。

(e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.3図に示す。

1次冷却系主配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $710^\circ C$ 及び約 $690^\circ C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。

(a) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は 200 m^2 とする。

(b) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は $5 \text{ lb/ft}^2 \cdot \text{h}$ (約 $24 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$)とする。

(c) 格納容器内の雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300 K とする。

(d) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。

(e) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第3.4図に示す。

とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $NsL - 140 \text{ mm}$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.3図に示す。

1次主冷却系配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $650^\circ C$ 及び約 $640^\circ C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気保ち、万一、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合でも、燃焼反応を防止する。また、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気置換しないものとする。

これらの対策により、二重壁外でのナトリウムの空気雰囲気での燃焼は防止されるが、ここでは、大気中に放出される核分裂生成物の量を保守的に計算するため、次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は 200 m^2 とする。

(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は $5 \text{ lb/ft}^2 \cdot \text{h}$ (約 $24 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$)とする。

(iii) 格納容器内の有効体積は $18,600 \text{ m}^3$ 、雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300 K とする。

(iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。

(v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第3.4図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 0.5kg/cm²であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180℃、ライナ温度については約 110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれる。

3.4.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏れはきわめて考えにくい、漏れに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。

- (a) すべての燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (b) 原子炉停止後7日間の冷却を考慮することとする。
- (c) 1次冷却材中の希ガスの100%、よう素の10%が格納容器内に放出されるものとする。
- (d) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90%は無機よう素の形態をとり、残りの10%は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期1時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (e) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏れいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるもの考えることとする。
- (f) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏れい率及びドーム部から大気中への漏れい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。
- (g) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (h) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる線量を、「4.1 重大事故」と同様の方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次冷却材漏れい事故及び原子炉停止後の1次冷却系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 換算) : 約 1.9×10^{10} Bq
希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 6.8×10^{11} Bq

となる。

また、敷地境界外における最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 4.7×10^{-3} mSv
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 1.1×10^{-4} mSv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 4.8×10^{-3} mSv と
なる。

3.4.5 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「炉内ナトリ

ウムの漏れは約 0.5kg/cm²[gage] (約 0.049MPa[gage]) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180℃、鋼壁温度については約 110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれ、格納容器の漏れい率は、適切な値以下に維持される。

3.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏れはきわめて考えにくい、漏れに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後7日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1次冷却材中の希ガスの100%、よう素の10%が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90%は無機よう素の形態をとり、残りの10%は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期1時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏れいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるもの考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏れい率及びドーム部から大気中への漏れい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。
- (vii) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次冷却材漏れい事故及び原子炉停止後の1次冷却系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.4×10^{10} Bq
希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.9×10^{-3} mSv
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 8.3×10^{-5} mSv

3.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管

ウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(なし)

3.5 2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次冷却系主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終了する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 2次冷却系主循環ポンプの設計、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い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (b) 2次冷却系主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインタロックを設ける。
- (c) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次冷却系主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (d) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.5.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 事故発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。

及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(追加)

3.6 冷却材流路閉塞事故 (省略)

3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終了する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、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い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインタロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。

(b) 最も厳しい想定として、事故ループの2次冷却系主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。

(c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(e) 単一故障として、1ループにおける1次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.5図に示す。

2次冷却系主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.9秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約680℃及び約660℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.6 2次冷却材漏えい事故

3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

(a) 2次冷却系の配管・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

(ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.8 2次冷却材漏えい事故

3.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

(i) 2次主冷却系の配管・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、

に、品質管理や工程管理を十分に行う。

- (b) 2次冷却系の配管は、エルボを用いて引回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (c) 2次冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (d) 2次冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (e) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実に速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (f) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」または「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (g) 1次冷却系主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (h) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (i) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器内床下を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。
- (j) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 事故発生時の初期状態は、1.3節で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 破損が生じたループの1次冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）

品質管理や工程管理を十分に行う。

- (ii) 2次主冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 2次主冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実に速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器内床下を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。
- (x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）

を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(d) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $373^\circ C$ 、応答時間は 0.4 秒とする。

(e) 単一故障として、1 ループにおける 1 次冷却系主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.6 図に示す。

2 次冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 48 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき原子炉は自動停止するとともに、1 次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $700^\circ C$ 及び約 $680^\circ C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに 2 次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ特殊化学消火剤等の消火設備により消火されるので、大規模な火災になることはない。また、2 次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.6.3 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.7 主送風機軸固着事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により主送風機 1 台の軸が固着し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにそ

を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $373^\circ C$ 、応答時間は 0.4 秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.9 図に示す。

2 次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 44 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^\circ C$ 及び約 $620^\circ C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに 2 次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる 2 次的損傷は生じない。また、2 次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.9 主送風機風量瞬時低下事故

3.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機 1 台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにそ

の波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 主送風機的设计、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い、**軸固着**のような事故の発生を防止する。
- (b) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発生して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインタロックを設ける。
- (c) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機**軸固着**が生じて原子炉入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」**または**「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉入口温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (d) 1次**冷却系**主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びHARHO-INにより解析する。

解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 事故発生時の初期状態は、**1.3節**で述べた初期定常運転条件とする。
- (b) 最も厳しい想定として、主送風機1台が**軸固着**すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (c) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.6 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.60 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (d) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (e) 単一故障として、1ループにおける1次**冷却系**主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.7図に示す。

主送風機**軸固着事故**が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約**112**秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に**基づき**原子炉は自動停止するとともに、1次**冷却系**主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が**所定の**値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

の波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機的设计、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い、**電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動**のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発生して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインタ**二**ロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機**風量の瞬時低下**が生じて原子炉**容器**入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」**又は**「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口**冷却材**温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、**「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」**で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機1台が**瞬時に停止**すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.10図に示す。

主送風機**風量瞬時低下事故**が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約**90**秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、**第1.4表に示す応答時間経過後に**原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、**制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し**、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が**定格流量の約5%に相当する**値まで低下した時点で、1

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 690°C及び約 680 °Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

(なし)

3.8 気体廃棄物処理設備破損事故

3.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏れ出す事故として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 気体廃棄物処理設備の配管・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。
- (b) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.8.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。

- (a) すべての燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (b) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の 10^{-3} %が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (c) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (d) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (e) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉

ループのみのポンプによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

(追加)

3.10 燃料取替取扱事故 (省略)

3.11 気体廃棄物処理設備破損事故

3.11.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏れ出す事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・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。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の 10^{-3} %が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子

附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。

(f) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる線量を「4.1 重大事故」と同様の方法により評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 換算) : 約 2.3×10^9 Bq
希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 2.2×10^{13} Bq

となる。

また、敷地境界外における最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 5.4×10^{-3} mSv
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 1.5×10^{-2} mSv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 2.1×10^{-2} mSv となる。

3.8.3 結論

気体廃棄物処理設備破損事故を仮定し、厳しい評価条件を用いて評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.9 1次アルゴンガス漏えい事故

3.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事故として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (a) 1次アルゴンガス系の配管・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。
- (b) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (c) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上放射能レベル高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (d) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.9.2 被ばく評価

炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。

(vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.6×10^9 Bq
希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.6×10^{13} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 4.3×10^{-3} mSv
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 1.4×10^{-2} mSv

3.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.12 1次アルゴンガス漏えい事故

3.12.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・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。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。

- (a) すべての燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (b) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、ヨウ素の10⁻³⁰%が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (c) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (d) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (e) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。
- (f) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (g) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる線量を「4.1 重大事故」と同様の方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、

ヨウ素 (I-131 換算) : 約 1.3 × 10⁸ Bq
 希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 2.5 × 10¹³ Bq

となる。

また、敷地境界外における最大の線量は、次のとおりである。

実効線量

ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.1 × 10⁻⁵ mSv
 希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.7 × 10⁻³ mSv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 3.8 × 10⁻³ mSv となる。

3.9.3 結論

1次アルゴンガス漏えい事故を仮定した場合、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.10 その他 (地震、火災、台風、洪水)

(1) 地震

1次冷却系設備、1次冷却系補助設備、原子炉格納施設などの設計、製作、据付には大洗地点で起こると考えられる地震に対しても十分その健全性と機能が維持できるように考慮を払い、また強い地震に際しては、原子炉の自動停止を行う地震スクラム回路を設ける。

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.13 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、ヨウ素の10⁻³%が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。
- (vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

ヨウ素 (I-131 換算) : 約 9.2 × 10⁷ Bq
 希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.8 × 10¹³ Bq

また、敷地境界外において最大となるヨウ素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1 × 10⁻³ mSv となる。

ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6 × 10⁻⁵ mSv
 希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1 × 10⁻³ mSv

3.12.3 結論

この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(削除)

(2) 火 災

本原子炉の必要な箇所には、次の消火設備のうち適当なものを設け、たとえ通常の火災のほか、ナトリウム火災が発生しても万全の体制が取れる防火対策を構ずる。

(a) 固定式消火装置

(b) 消火用ホース類

(c) 可搬式消火器

(d) 特殊化学消火剤 (ナトリウム火災用)

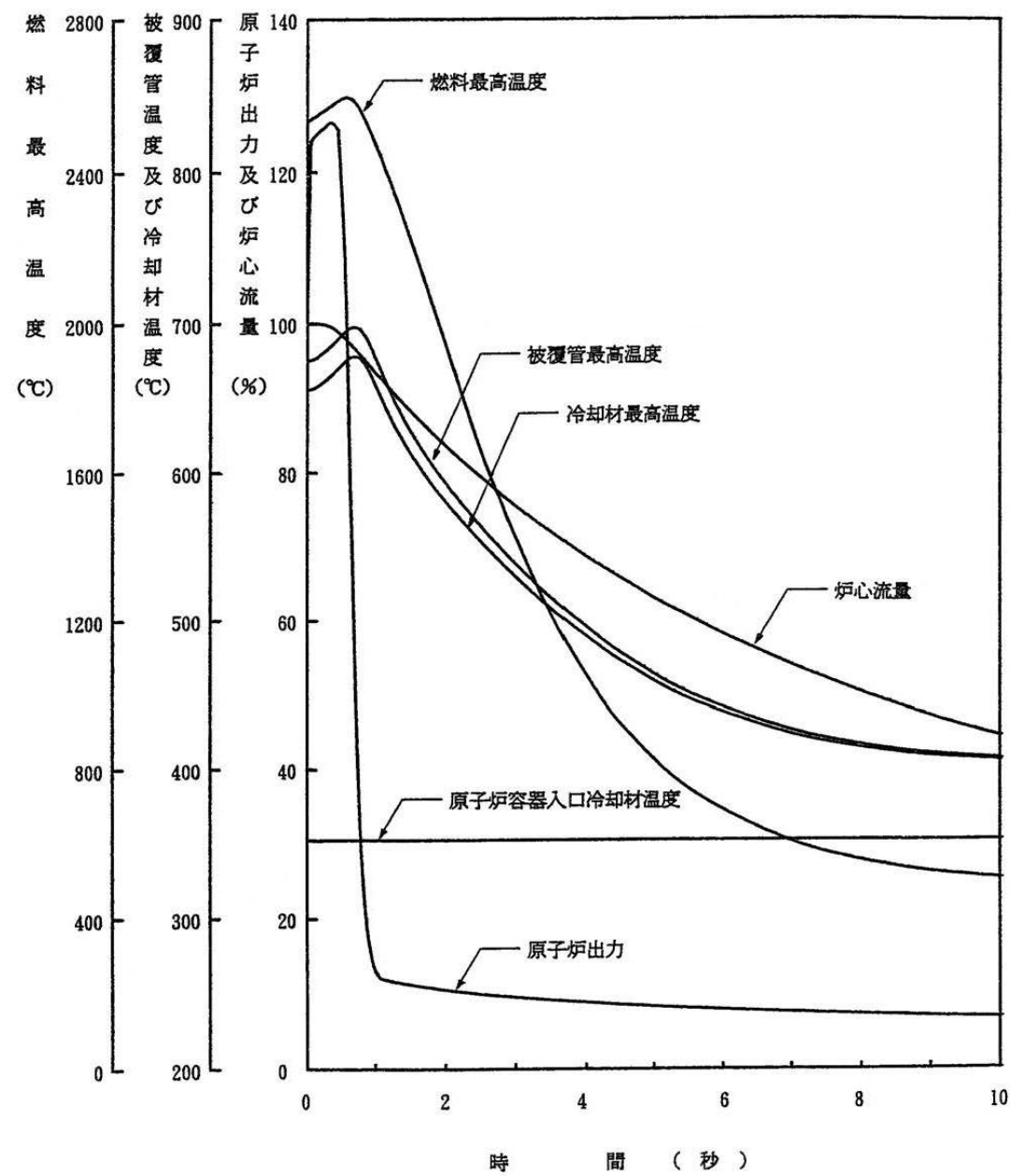
(3) 洪水等

鹿島灘の潮位と敷地の地形から考えて、洪水、地滑り、津波等によって原子炉施設の安全性が阻害されることは考えられない。

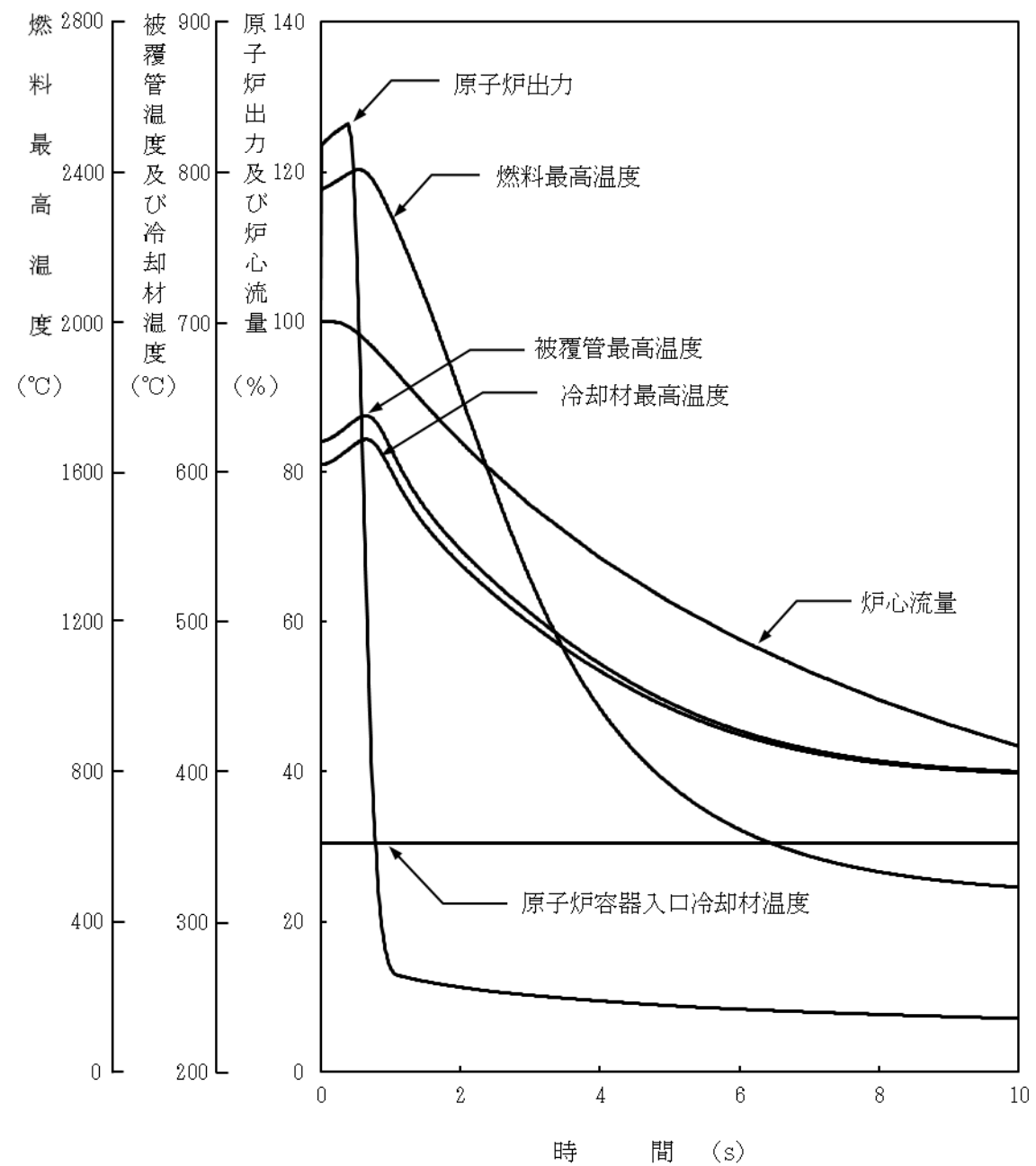
また、敷地付近において、過去に問題となるような被害を被った記録はない。

(4) 台 風

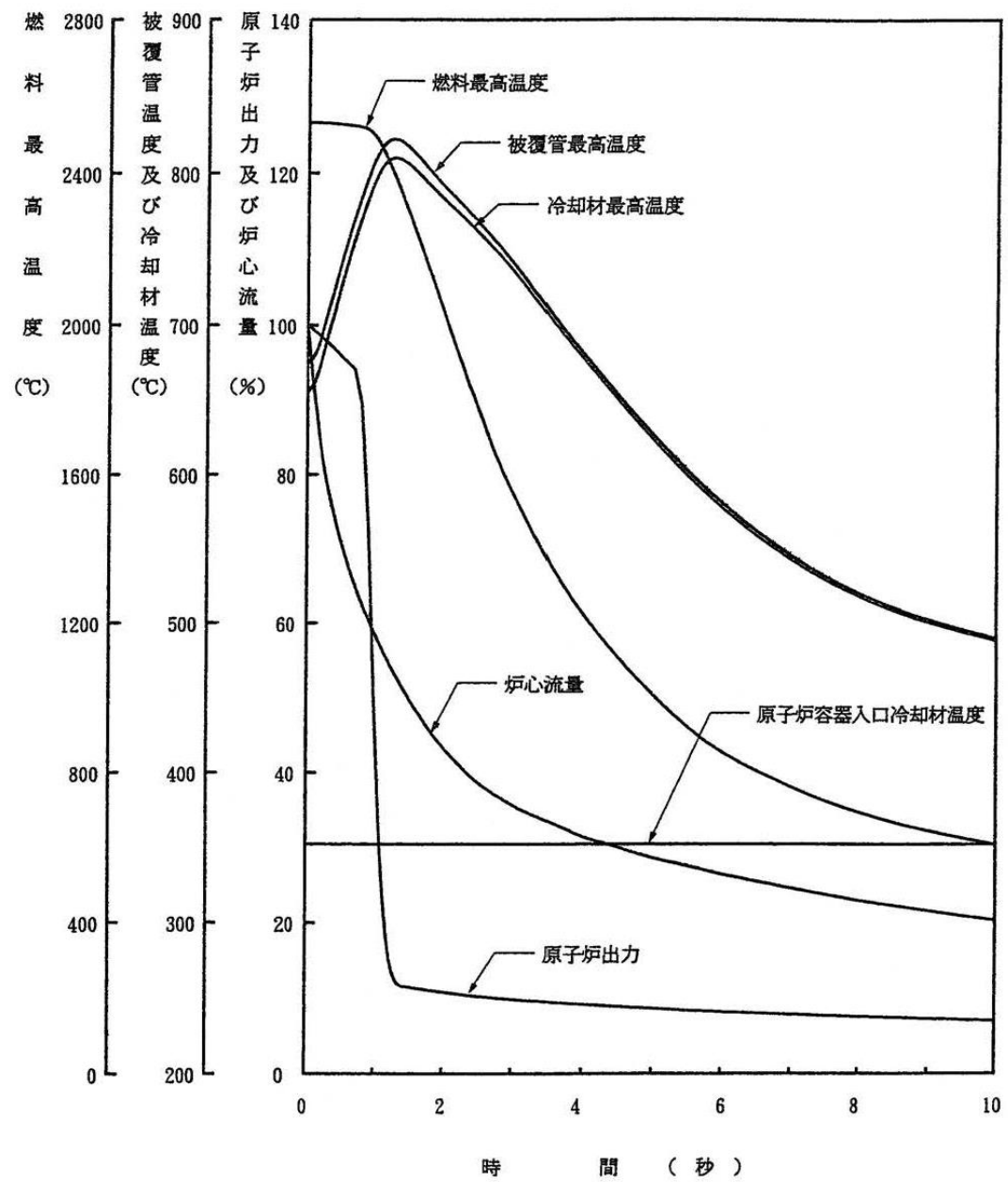
原子炉格納施設およびその他の建物の設計には、考えられる最大規模の台風に対する考慮を払っており、さらに現在まで敷地付近で台風による直接的な問題となるような災害の記録がないことからみて、原子炉施設の安全性が台風により損なわれることは考えられない。



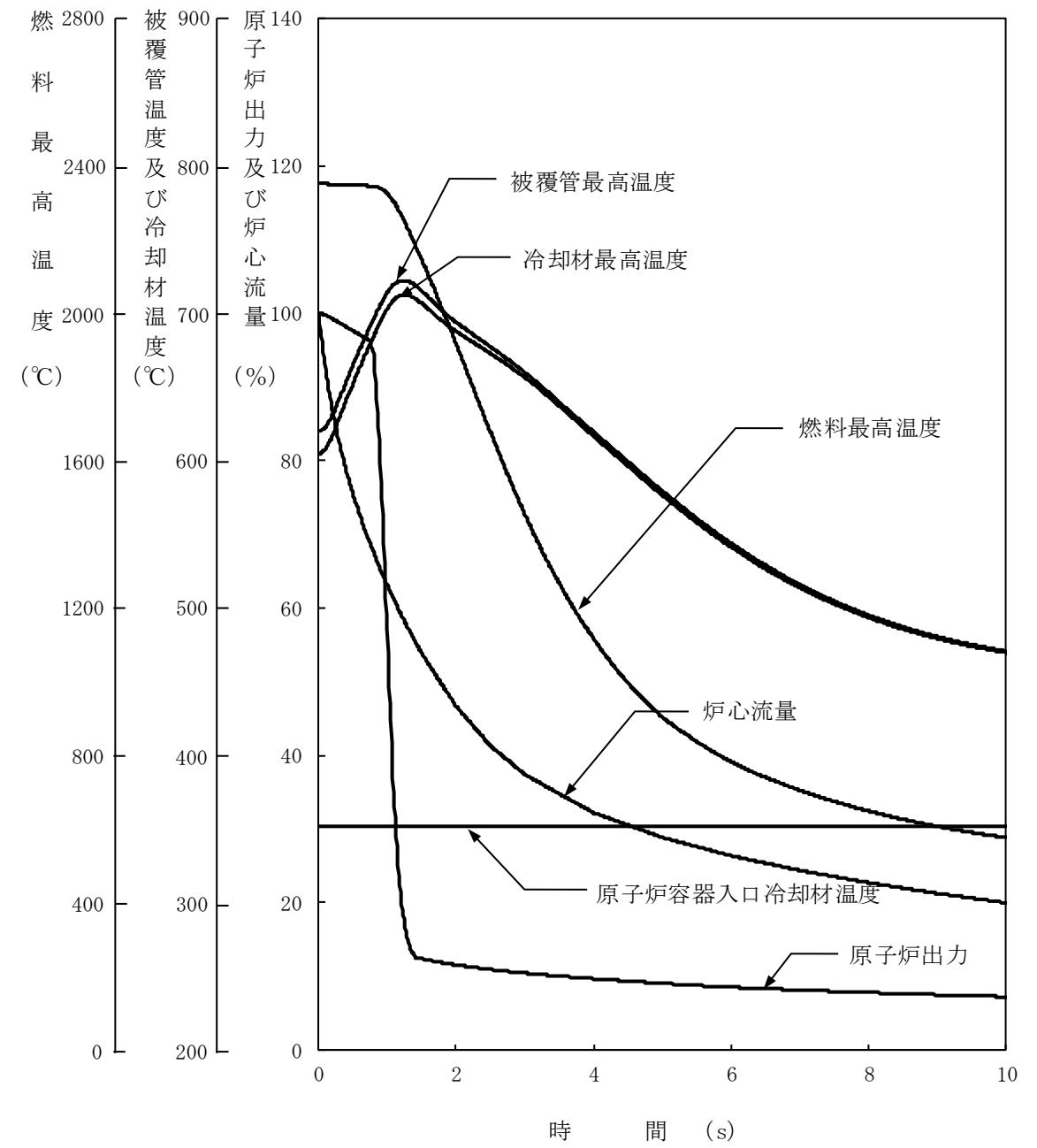
第3.1図 燃料スランピング事故



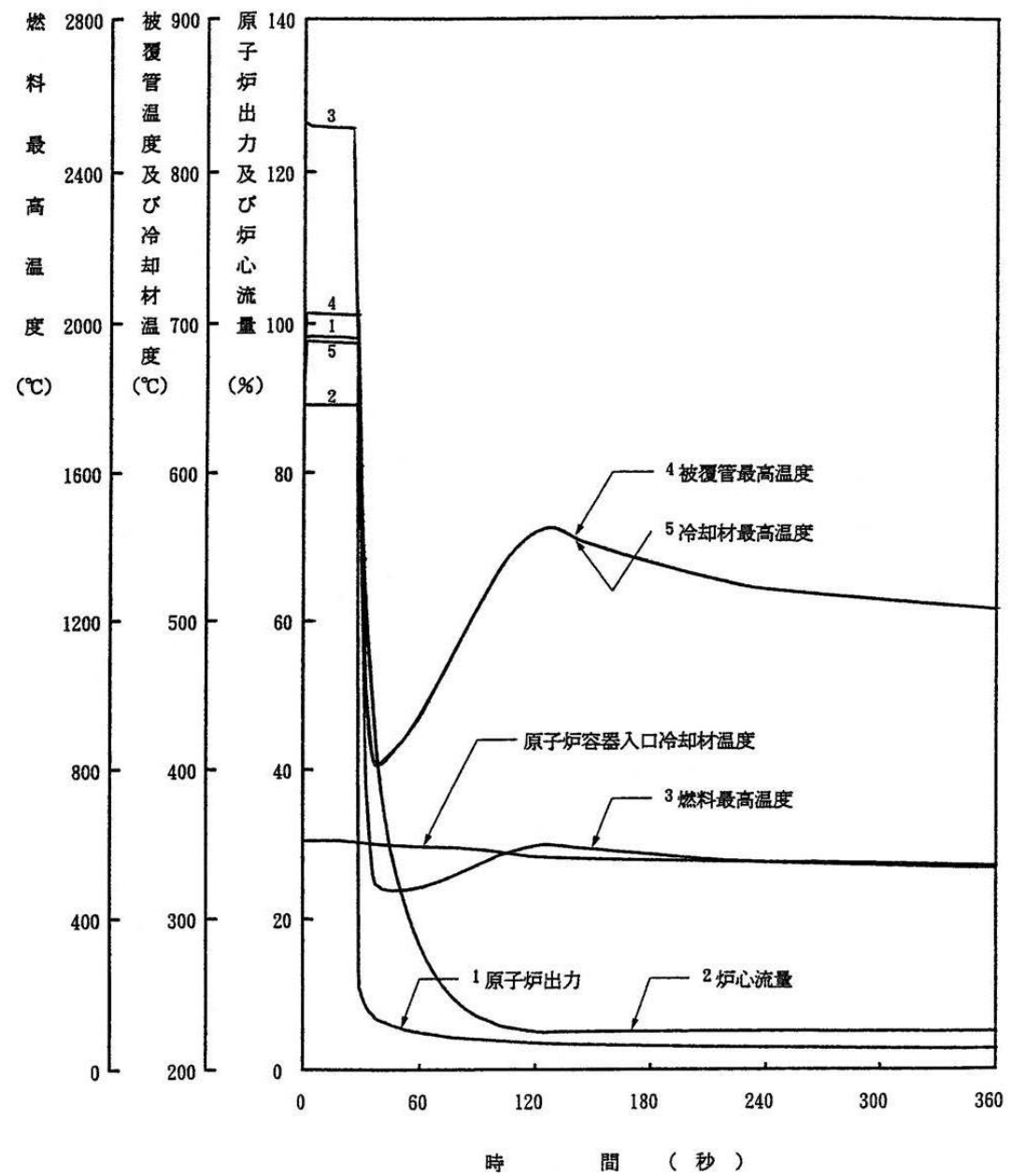
第3.1図 燃料スランピング事故



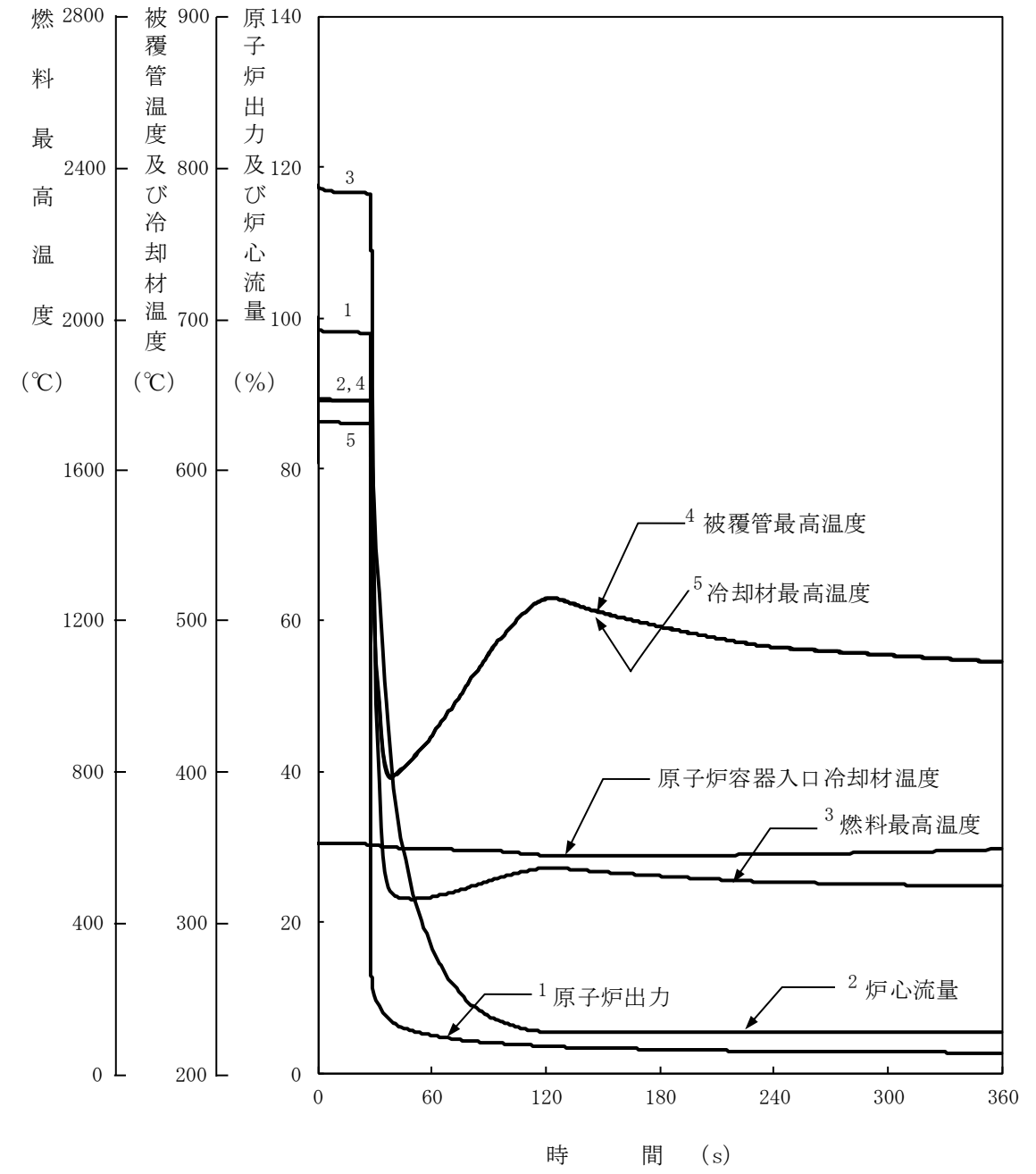
第 3.2 図 1 次冷却系主循環ポンプ軸固着事故



第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故



第3.3図 1次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)

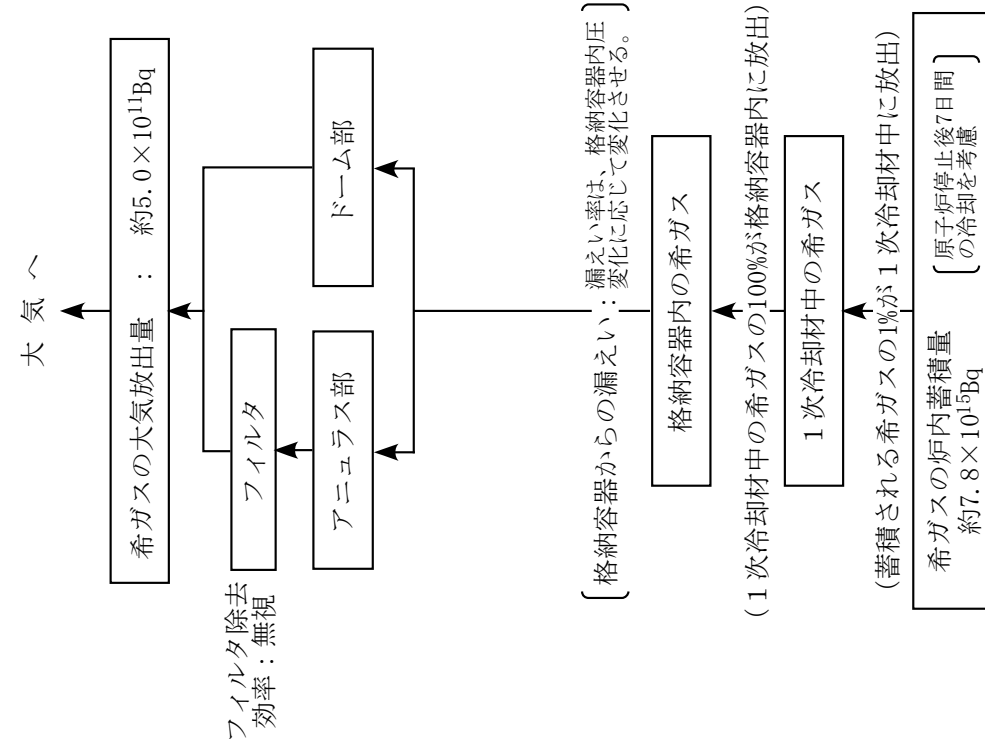


第3.3図 1次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)

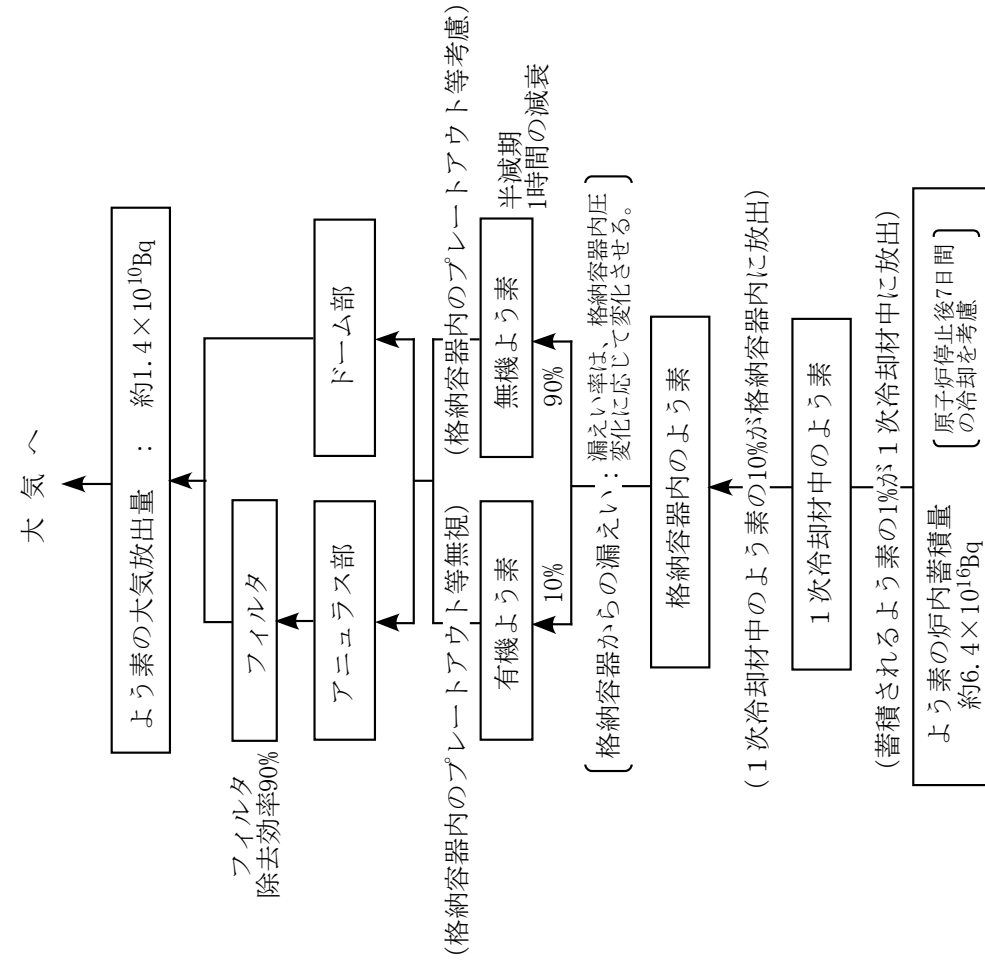
第3.4図 1次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析) (省略)

第3.4図 1次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析) (変更なし)

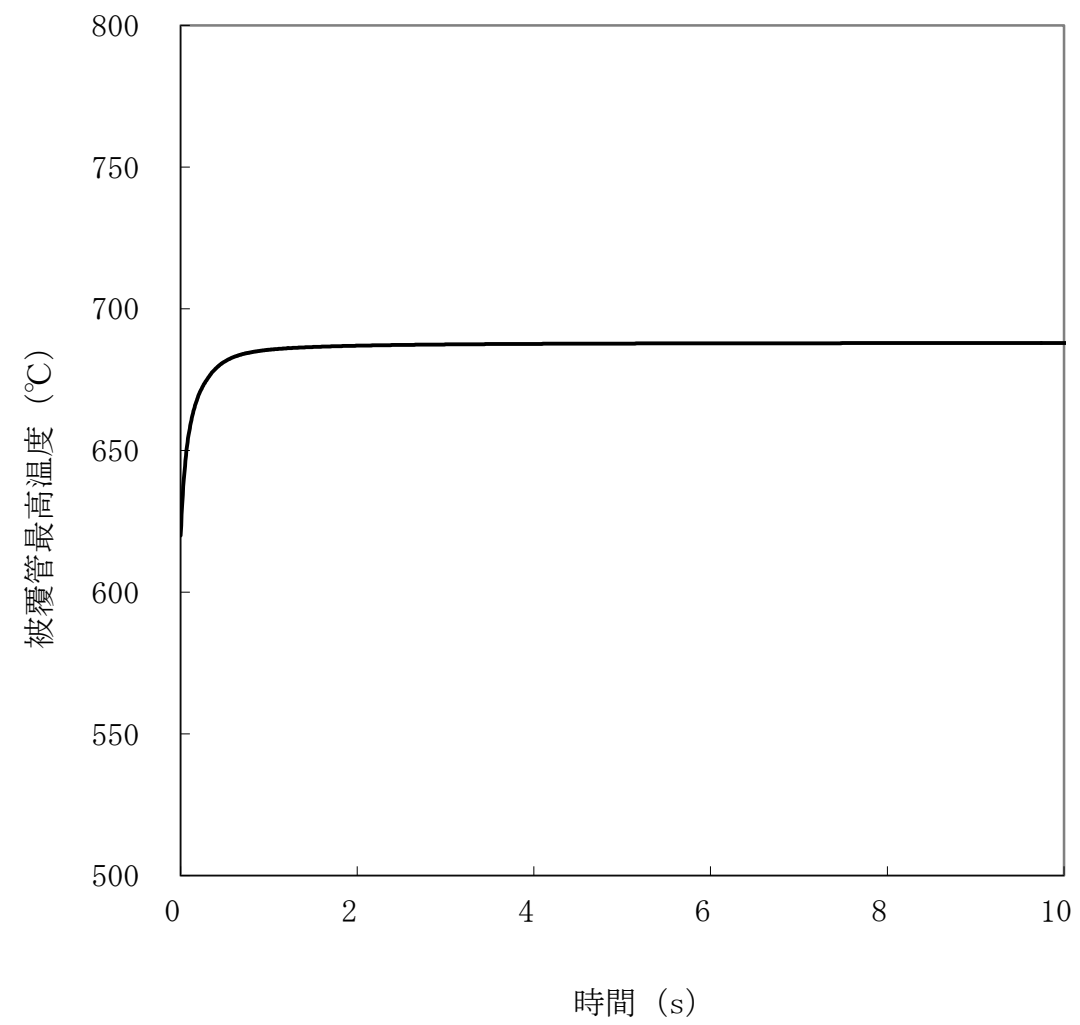
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



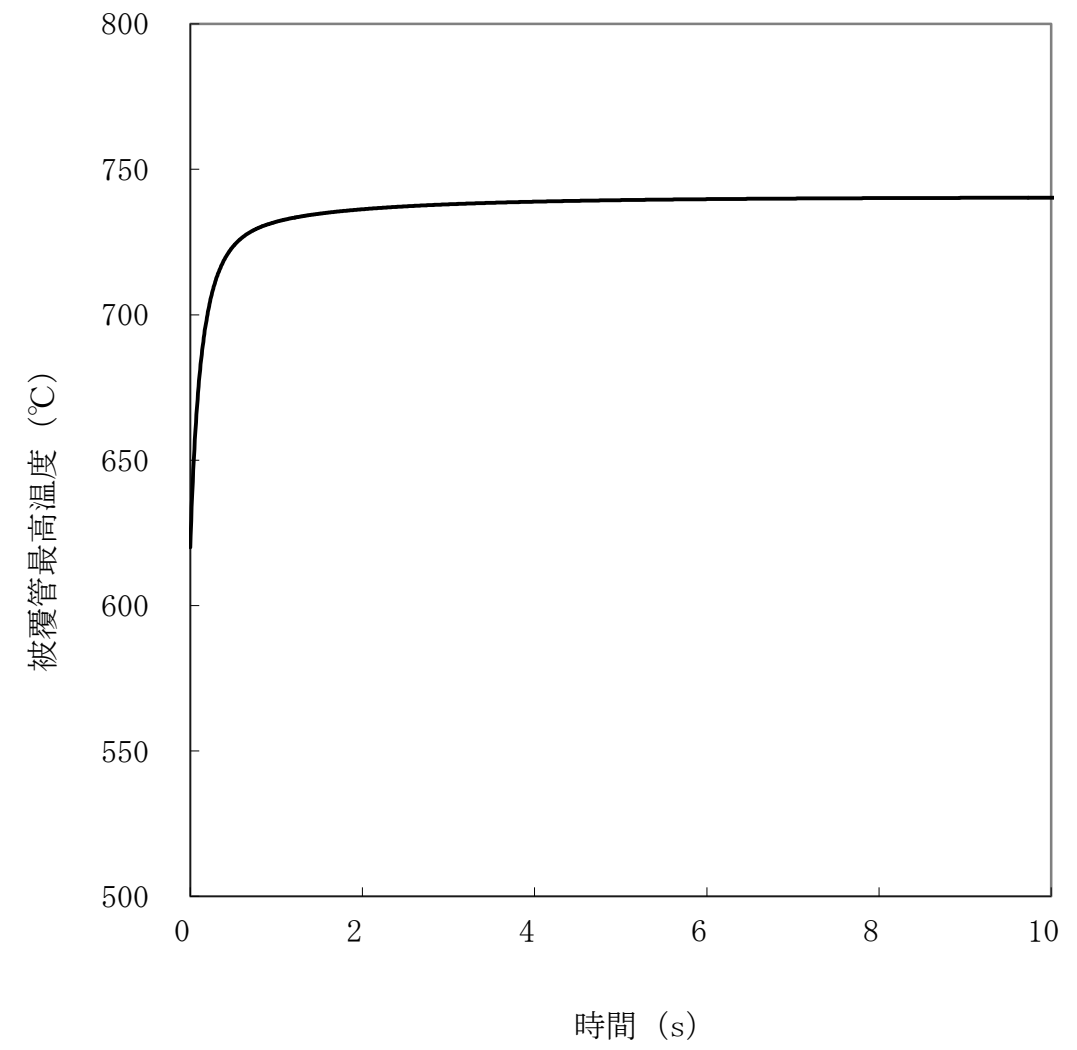
単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



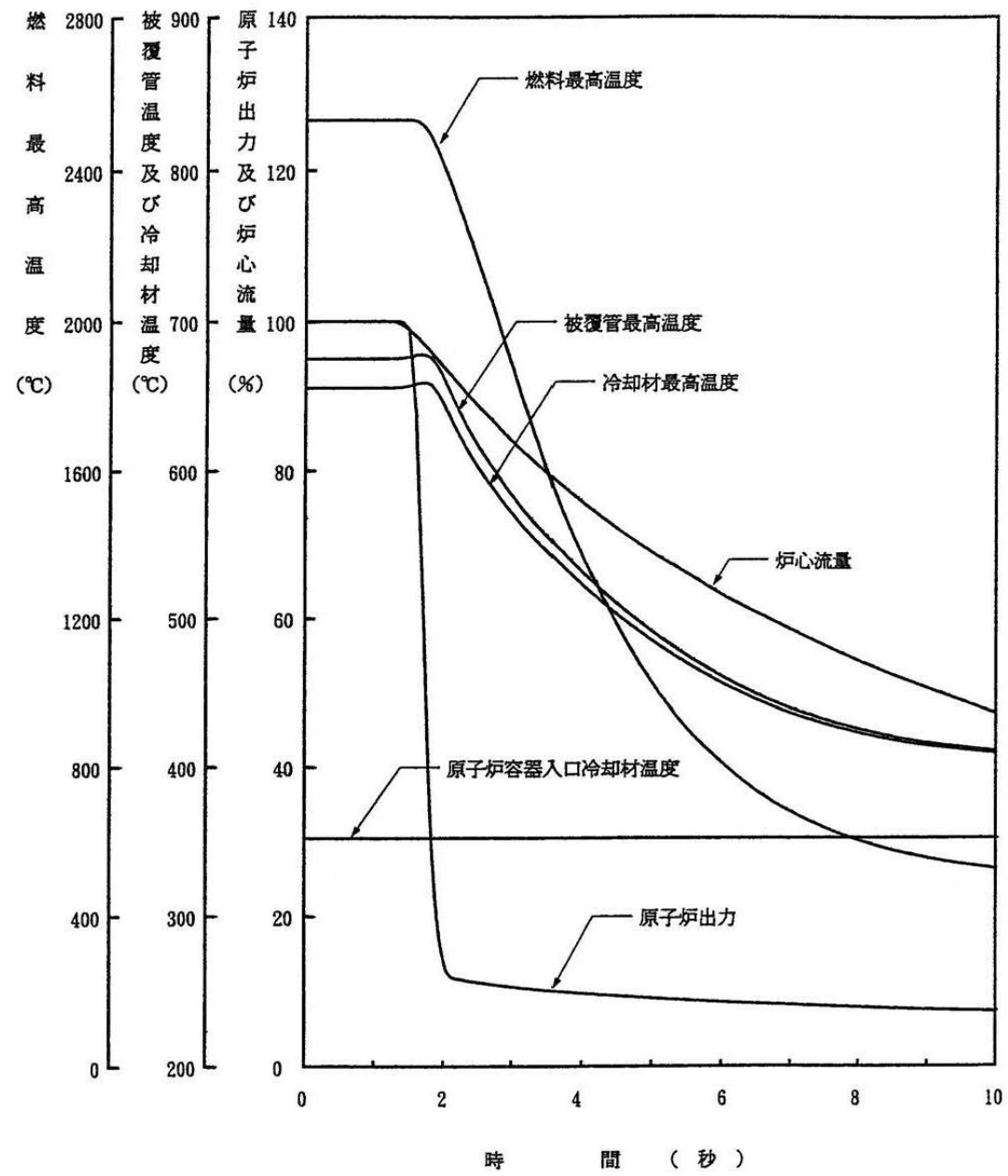
第3.5図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



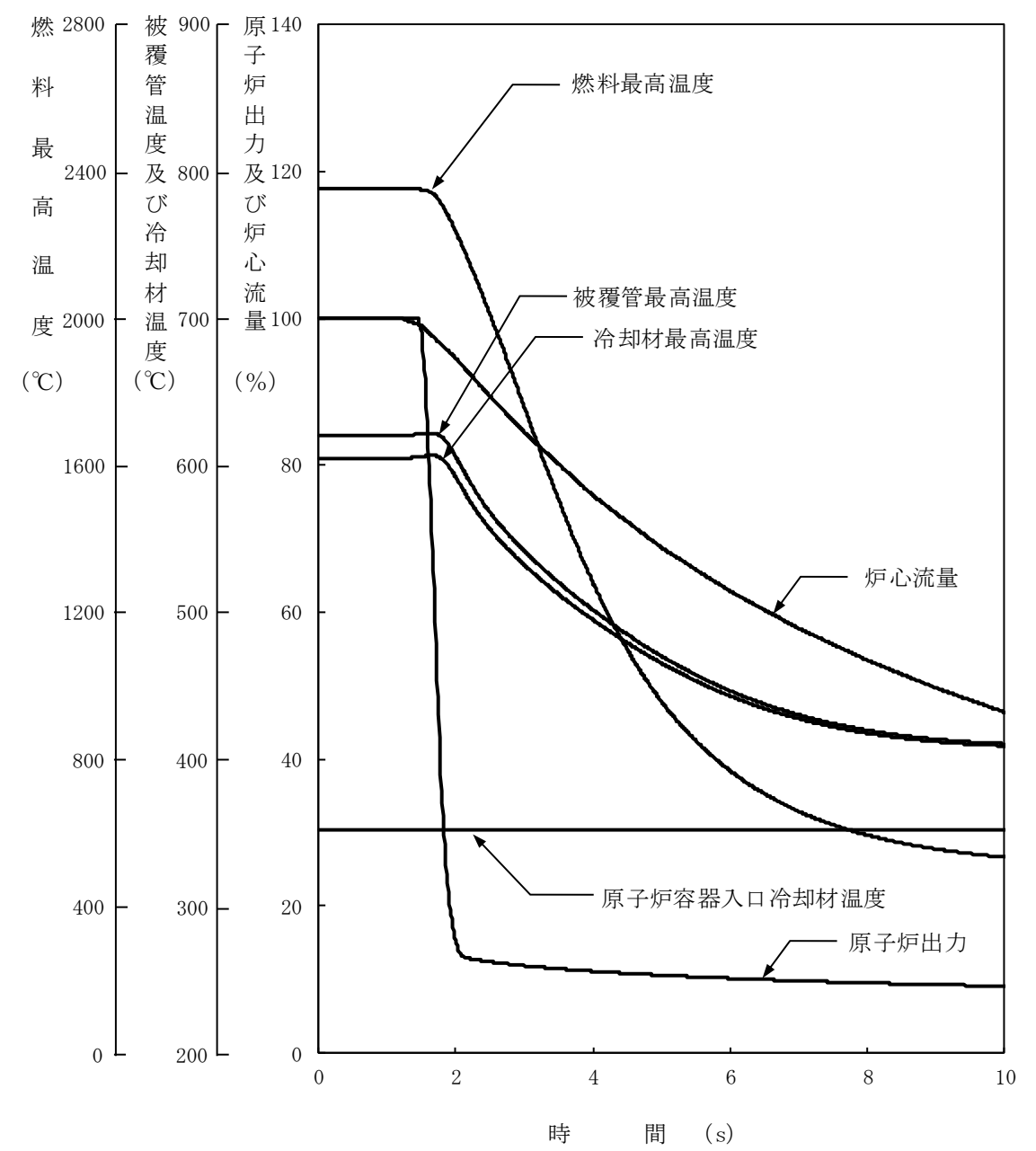
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



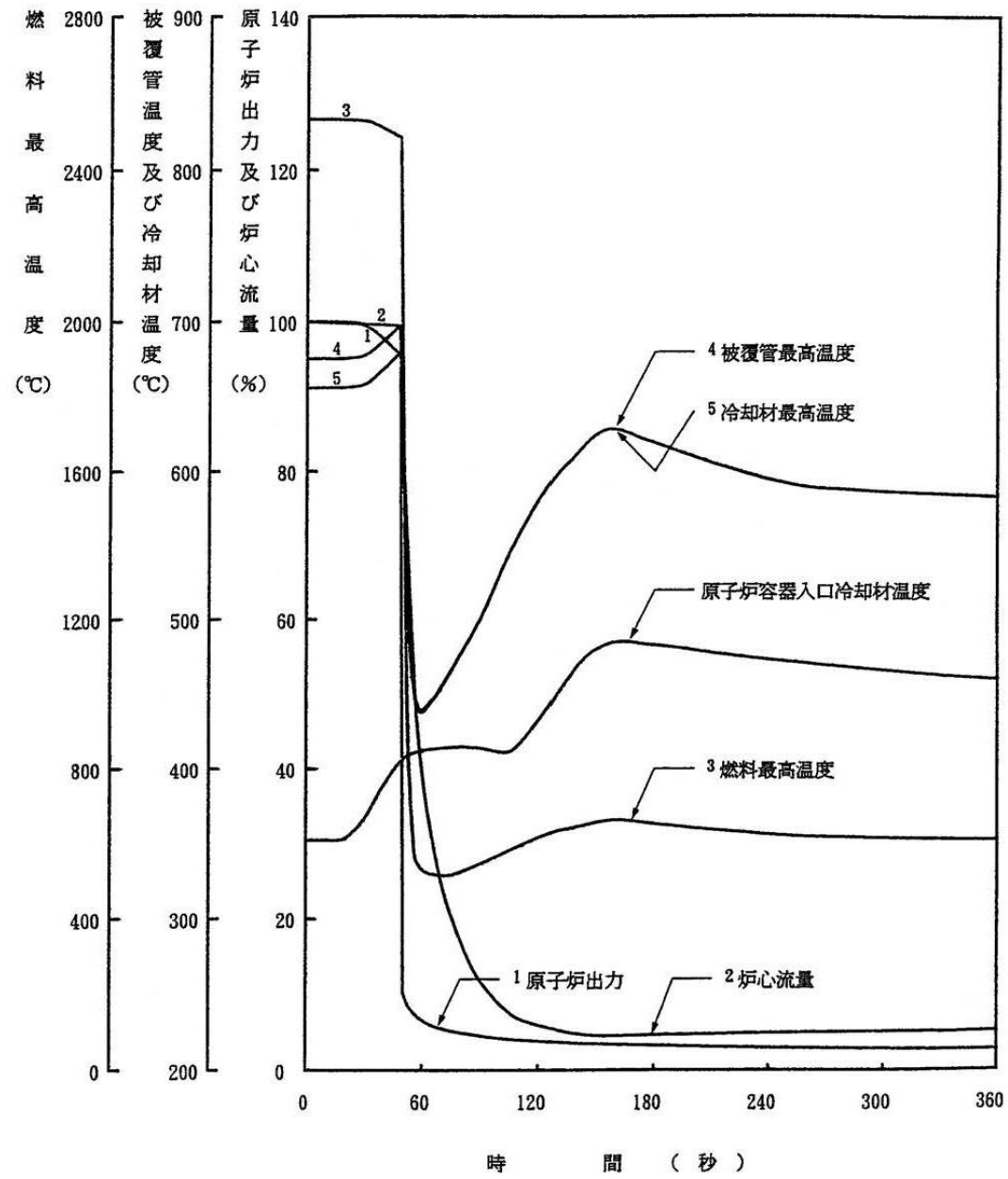
第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



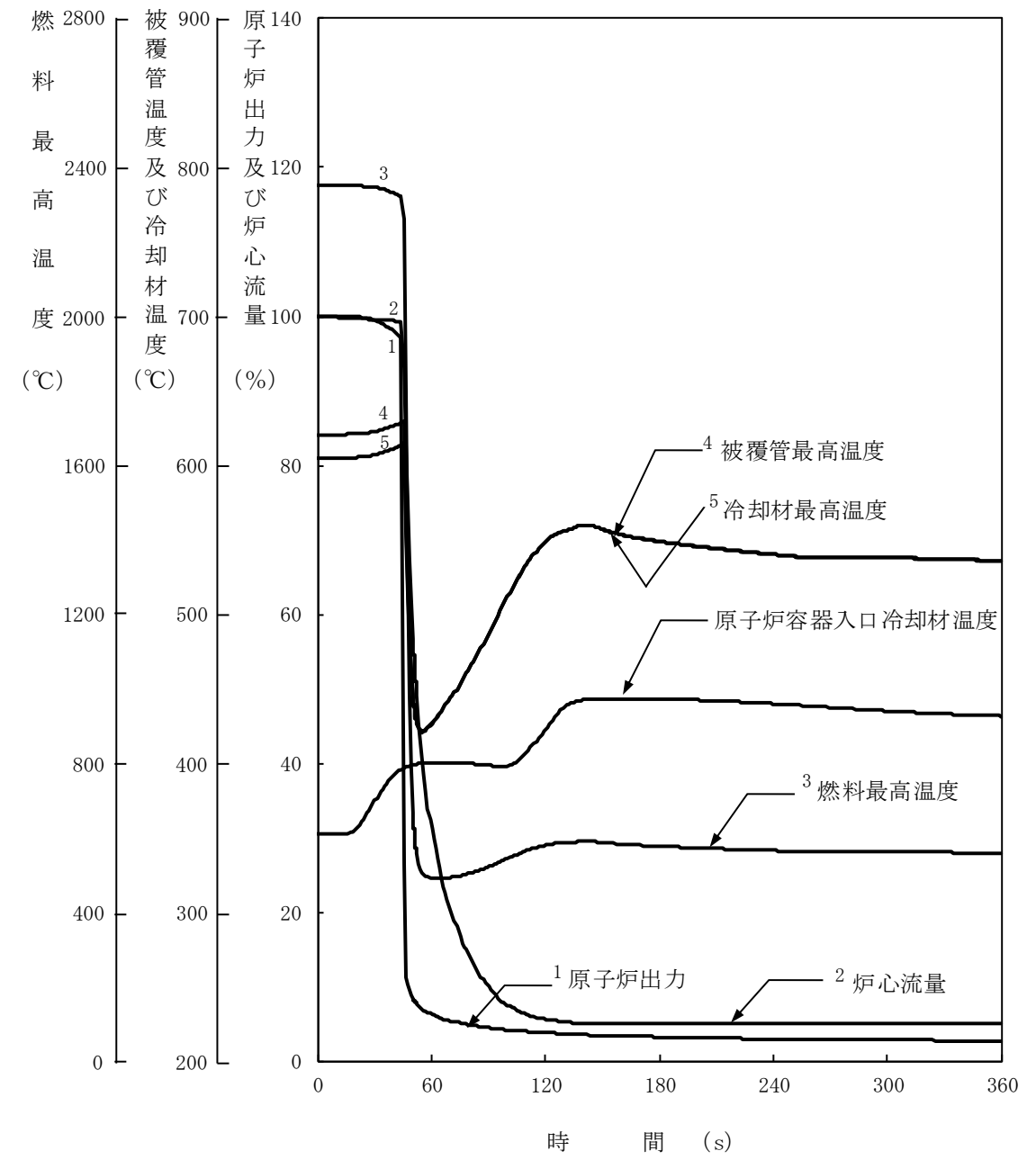
第 3.5 図 2 次冷却系主循環ポンプ軸固着事故



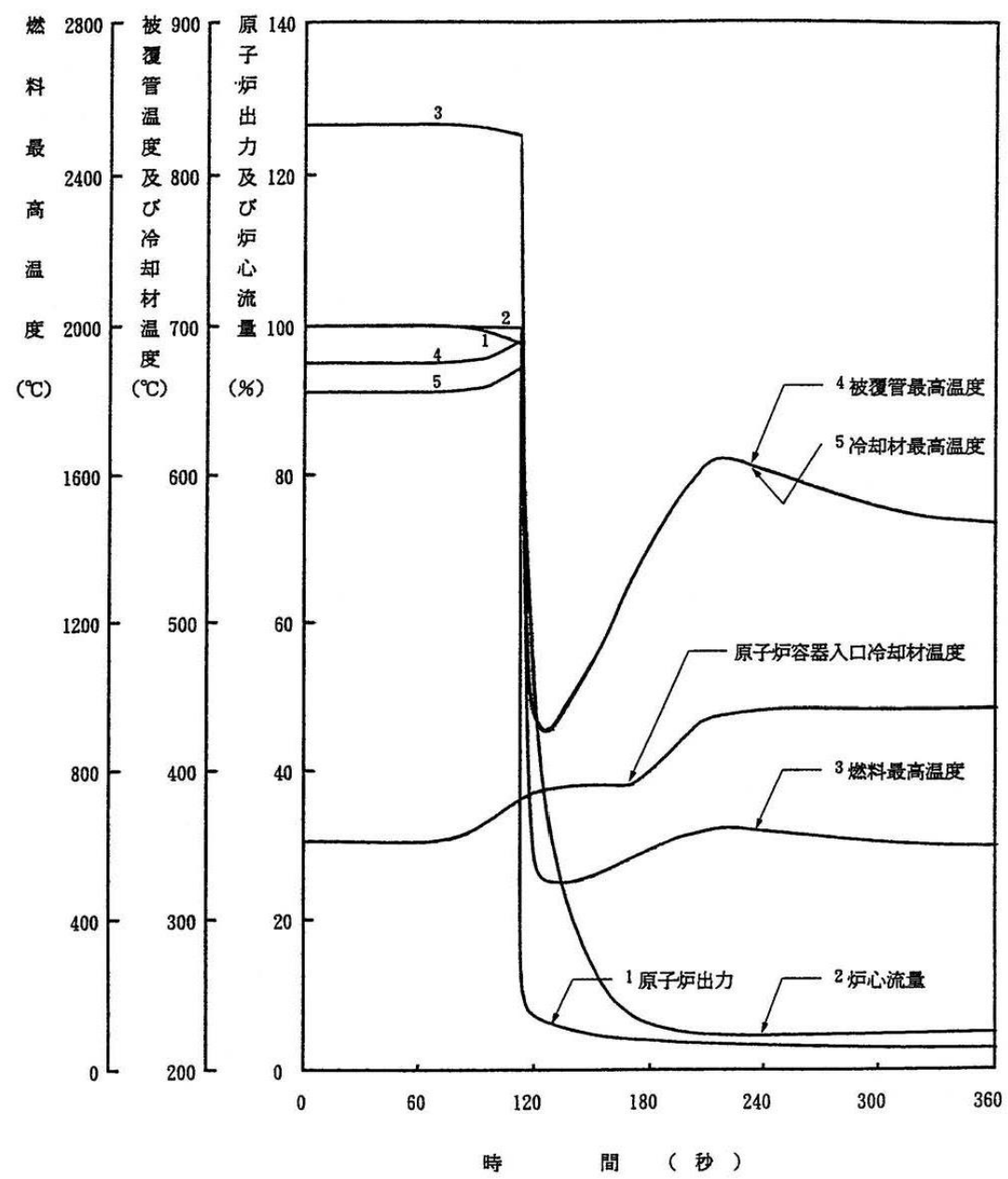
第 3.8 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故



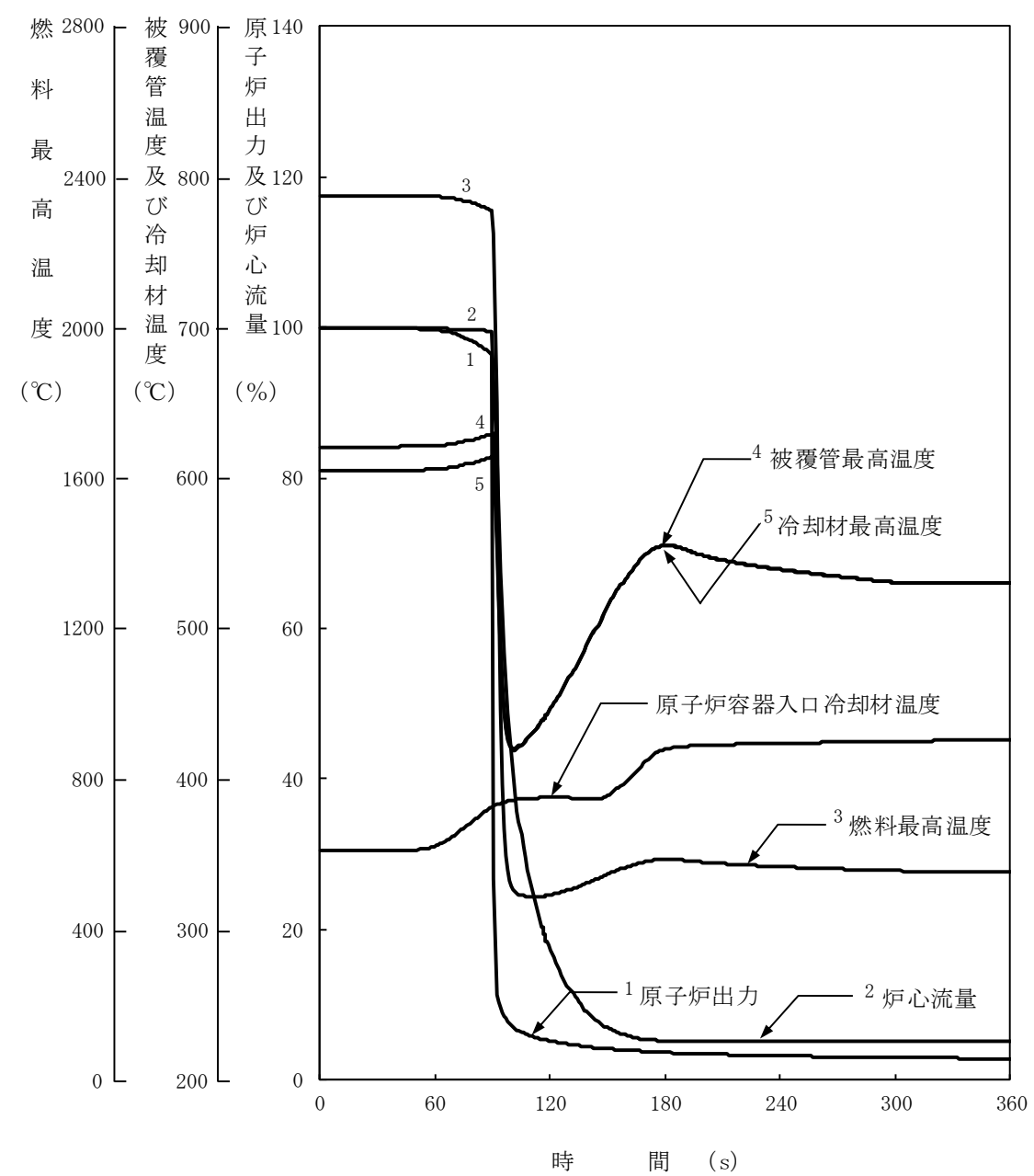
第 3.6 図 2 次冷却材漏えい事故



第 3.9 図 2 次冷却材漏えい事故

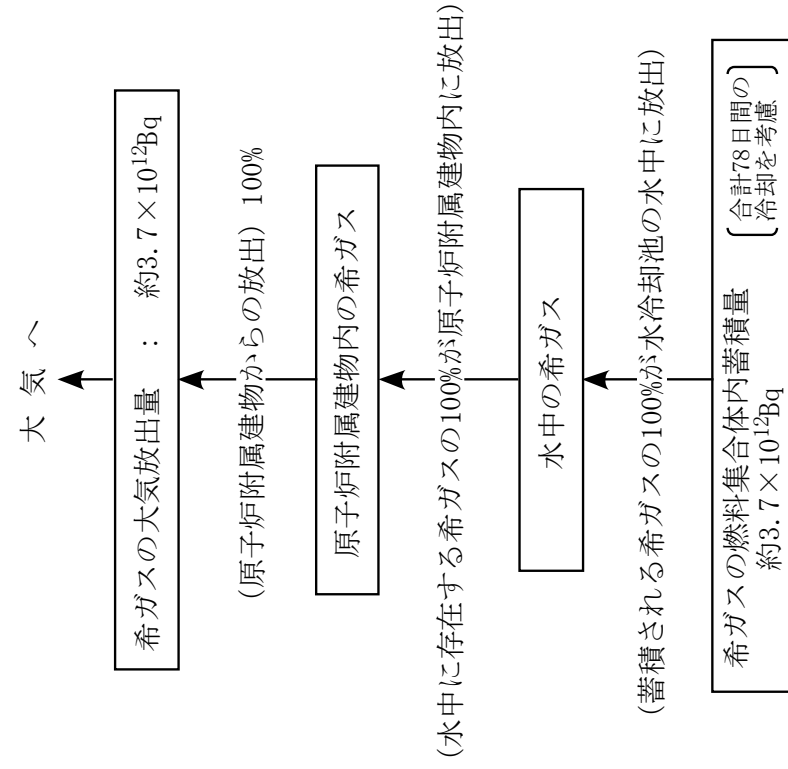


第 3.7 図 主送風機軸固着事故

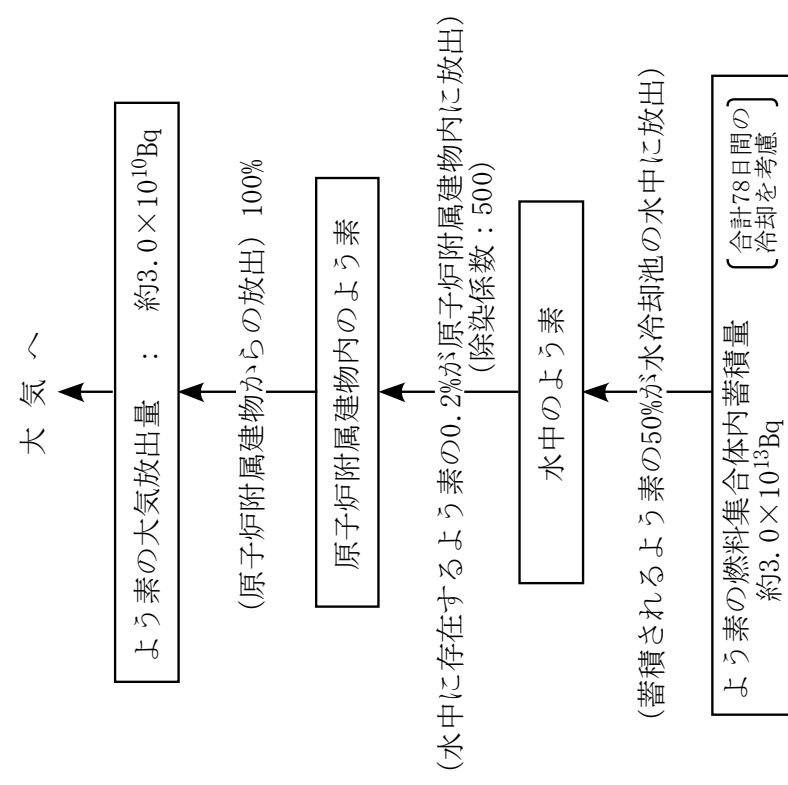


第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



第 3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替取扱事故)

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

大気へ

希ガスの大気放出量：約 1.6×10^{13} Bq

フィルタ除去
効率：無視

主排気筒

換気設備

90%
(原子炉附属建物からの放出)

原子炉附属建物内の希ガス

(廃ガス貯留タンクの破損により希ガスの100%が放出)

廃ガス貯留タンク内の希ガス

(タンクの貯留容量に見合う最大量が廃ガス貯留タンクへ流入
：ダンプタンクを経由)

1次アルゴンガス中の希ガス

(1次冷却材中から希ガスの100%が1次アルゴンガス中への移行)

1次冷却材中の希ガス

(蓄積される希ガスの1%が1次冷却材中に放出)

希ガスの炉内蓄積量
約 1.8×10^{18} Bq

単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕

大気へ

よう素の大気放出量：約 1.6×10^9 Bq

フィルタ除去
効率：無視

主排気筒

換気設備

90%
(原子炉附属建物からの放出)

原子炉附属建物内のよう素

(廃ガス貯留タンクの破損によりよう素の100%が放出)

廃ガス貯留タンク内のよう素

(タンクの貯留容量に見合う最大量が廃ガス貯留タンクへ流入
：ダンプタンクを経由)

1次アルゴンガス中のよう素

(1次冷却材中からよう素の 10^{-3} %が1次アルゴンガス中への移行)

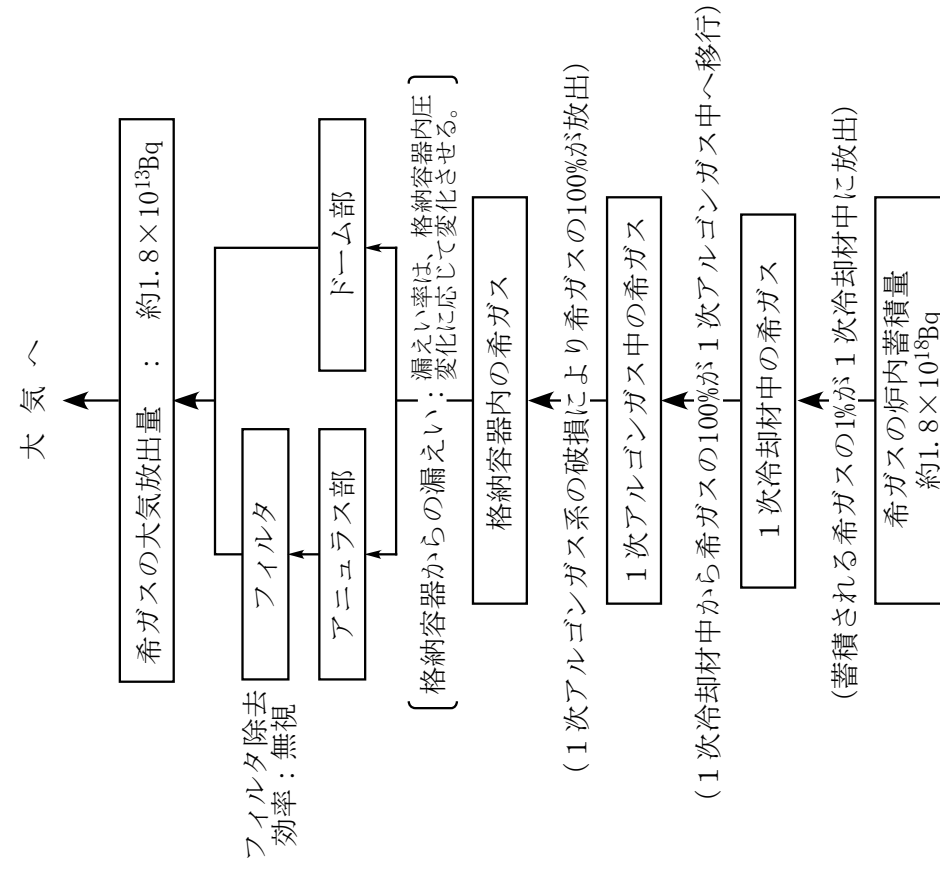
1次冷却材中のよう素

(蓄積されるよう素の1%が1次冷却材中に放出)

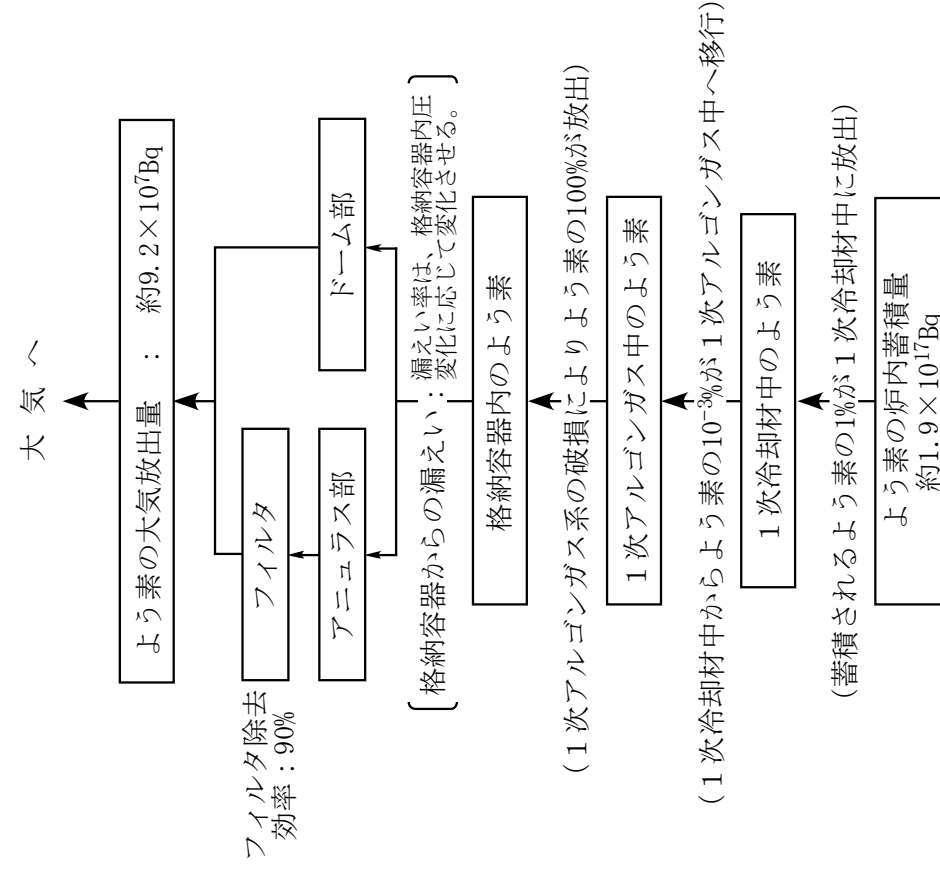
よう素の炉内蓄積量
約 1.9×10^{17} Bq

第3.12図 核分裂生成物の大気放出過程（気体廃棄物処理設備破損事故）

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



第3.13図 核分裂生成物の大気放出過程（1次アルゴンガス漏えい事故）

4. 重大事故及び仮想事故

(省略)

(なし)

5. 参考文献

- (1) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」
(昭和55年11月決定、平成2年8月一部改訂 原子力安全委員会)
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」
(平成2年8月決定、平成13年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (3) 「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」
(平成3年7月決定 原子力安全委員会)
- (4) 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」
(昭和39年5月決定 原子力委員会、平成元年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (5) 「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新 (高速原型炉の崩壊熱解析-VI)」、JAERI-memo 57-056 (1982)
- (6) 「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNCT N241 85-12
動力炉・核燃料開発事業団、1985年
- (7) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」
(昭和57年1月決定、平成13年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (8) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」
(昭和51年9月決定 原子力委員会、平成13年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (9) M. E. Meek and B. F. Rider, "Compilation of Fission Products Yields", Vallecitos Nuclear Center, NEDD-12154-1 (1974)
- (10) W. T. Sha and T. H. Hughes, "VENUS ; A Two-dimensional Coupled Neutronics-Hydrodynamic Computer Program for Fast-Reactor Power Excursions", ANL-7701 (1970)
- (11) O. A. Hough et al., "Chemical Process Principles", Vol. II Thermodynamics (1959)
- (12) 「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」
(昭和56年7月決定、平成元年3月一部改訂 原子力安全委員会)
- (13) 「平成12年国勢調査報告」
(平成13年12月 総務省統計局)
- (14) 「日本の将来推計人口 -平成13(2001)~62(2050)年 平成14年1月推計-」
(平成14年5月 国立社会保障・人口問題研究所)
- (15) M. L. Couchman and G. H. Anno, "G-33 CODE", NUS-TM-NA-42, Nov. (1965)
- (16) ICRP Publication 30, "Limits for Intakes of Radionuclides by workers", Pergamon Press, adopted in 1978

(削除)

(追加)

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

(省略)

5. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和55年11月6日決定 (平成13年3月29日一部改訂)
- (2) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成2年8月30日決定 (平成13年3月29日一部改訂)
- (3) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成3年7月18日決定 (平成13年3月29日一部改訂)
- (4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新 (高速原型炉の崩壊熱解析-VI)」、JAERI-memo 57-056 (1982)
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)
- (6) 日本原子力研究開発機構、「Super-COPDを用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
- (7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.
- (9) R. E. Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFR Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-8036(1973)
- (10) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2. A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003-070 (August 2003).
- (11) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).
- (12) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
- (13) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.

<p>(なし)</p>	<p><u>(14) ANSYS AUTODYN user's manual: release 15.0, ANSYS, Inc., Pennsylvania, USA (2013).</u> <u>(15) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated Analysis of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences," Proceedings of the International Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol.IV, pp.1 -12.</u> <u>(16) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Valdez, "CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors", SAND91-1490, January 1993.</u> <u>(17) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, "Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project", ICONE23-1586, May 2015.</u> <u>(18) 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 (2016)」</u></p> <p>(追加) <u>追補VI. 1 FMEAによる事象選定の妥当性確認について (MK-IV炉心)</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>追補VI. 2 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定及び液位への影響</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>追補VII. 1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定について</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>追補VII. 2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>追補VII. 3 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故の炉内事象過程の計算について</u> <u>(省略)</u></p>
<p>(なし)</p>	<p>(追加) <u>追補VII. 4 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故における計算</u> <u>(省略)</u></p>