

21京大施環化第95号  
令和3年11月10日

原子力規制委員会 殿

京都府京都市左京区吉田本町36番地1  
国立大学法人京都大学  
学長 湊 長博

京都大学複合原子力科学研究所  
原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）  
の申請書記載事項及び本文並びに添付書類の一部補正について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第1項及び第76条の規定に基づき、令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請（令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正）しました京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）を下記のとおり一部補正いたします。

記

京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の申請書記載事項及び本文並びに添付書類を別添1～別添3のとおり一部補正する。

別添 1

京都大学複合原子力科学研究所の  
原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の  
申請書記載事項の一部補正

京都大学複合原子力科学研究所の原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の  
申請書記載事項の

四. 変更の理由

濃縮度 20%未満の燃料を追加するための変更を行う。  
併せて、記載事項の一部について記載の適正化を行う。

を

四. 変更の理由

濃縮度 20%未満の燃料を追加するための変更を行う。  
トリウム貯蔵庫の追加を行う。  
併せて、記載事項の一部について記載の適正化を行う。

と変更する。

別添2

変更の内容（本文）の一部補正

変更の内容（本文）を以下のとおり補正する。

令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の別紙2「変更の内容（本文）」を本補正申請書の別紙1の変更比較表のとおり変更する。

別添3

添付書類の一部補正

添付書類を以下のとおり補正する。

令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の本補正申請書の別紙2の変更比較表のとおり変更する。

令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の添付書類の別添3「添付書類五」を本補正申請書の別紙3のとおり変更する。

令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の添付書類の別添5「添付書類八」を本補正申請書の別紙4のとおり変更する。

令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）の添付書類の別添7「添付書類十」を本補正申請書の別紙5のとおり変更する。

ただし、別紙3～別紙5において、本補正申請に係る変更箇所は、太字にした上で下線を付す。

変更の内容（本文） 変更比較表

<p>令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、 令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した 京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）</p>	<p>変更</p>	<p>補足</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>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(i) 燃料材の種類</p> <p>固体減速炉心用</p> <p>ウランアルミニウム合金 (U-Al) (角板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料 (U7Mo-Al) (角板)</p> <p>(ウランモリブデンの主成分は U7Mo とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>軽水減速炉心用</p> <p>ウランアルミニウム合金 (U-Al) (標準型燃料板、彎曲型燃料板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランアルミニウム分散型合金 (UAl<sub>x</sub>-Al) (彎曲型燃料板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料 (標準型燃料板)</p> <p>(ウランシリサイドの主成分は U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p><b>この他試験用として、炉心の一部に天然ウラン、トリウム<sup>232</sup>の金属又は酸化物を使用する。</b></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>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(i) 燃料材の種類</p> <p>固体減速炉心用</p> <p>ウランアルミニウム合金 (U-Al) (角板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料 (U7Mo-Al) (角板)</p> <p>(ウランモリブデンの主成分は U7Mo とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>軽水減速炉心用</p> <p>ウランアルミニウム合金 (U-Al) (標準型燃料板、彎曲型燃料板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランアルミニウム分散型合金 (UAl<sub>x</sub>-Al) (彎曲型燃料板)</p> <p>濃縮度 █████</p> <p>ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料 (標準型燃料板)</p> <p>(ウランシリサイドの主成分は U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)</p> <p>濃縮度 █████</p>	<p>濃縮度に関する記載の適正化</p> <p>同上 削除</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>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(ii) 被覆材の種類</p> <p>固体減速炉心用</p> <p>濃縮度■■■■ 耐放射線性プラスチック</p> <p>濃縮度■■■■ 耐食性アルミニウム</p> <p>軽水減速炉心用 U-Al または <math>UAl_x-Al</math> 燃料材についてはアルミニウム■■■■</p> <p>■■■■</p> <p>ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材については耐食性アルミニウム</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>ハ. 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(ii) 被覆材の種類</p> <p>固体減速炉心用</p> <p>濃縮度■■■■ 耐放射線性プラスチック</p> <p>濃縮度■■■■ 耐食性アルミニウム</p> <p>軽水減速炉心用 U-Al または <math>UAl_x-Al</math> 燃料材についてはアルミニウム■■■■</p> <p>■■■■</p> <p>ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材については耐食性アルミニウム</p>	<p>濃縮度に関する記載の適正化</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>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>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>燃料室に核燃料物質の取扱設備として作業機を設ける。</p> <p>作業機は燃料体を取扱う能力を有する設計とし、燃料要素の種類ごとに一度に取扱うことのできる枚数を定めることで、臨界に達することを防止する設計とする。燃料体の取扱いはすべて手作業で行い、クレーン等の機械を用いないものとする。</p>	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>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>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>燃料室に<b>燃料体の組立解体場所を設定し</b>、核燃料物質の取扱設備として作業機を設ける。</p> <p>作業機は燃料体を取扱う能力を有する設計とし、燃料要素の種類ごとに一度に取扱うことのできる枚数を定めることで、臨界に達することを防止する設計とする。燃料体の取扱いはすべて手作業で行い、クレーン等の機械を用いないものとする。</p>	<p>添付資料八の記載との整合のため（燃料体の組立解体場所の追記）</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>反応度制御系統として制御棒<b>及び水位制御（軽水減速架台のみ）</b>を設け、通常運転時に予想される温度変化、実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計とする。</p> <p>原子炉停止系統は、運転状態から炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる機構の異なる二つの独立した系統として、制御棒と中心架台（固体減速架台のみ）又はダンプ弁（軽水減速架台のみ）を有する設計とする。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、<b>固体減速架台においては制御棒と中心架台、軽水減速架台においては制御棒とダンプ弁のうち、少なくとも一つ</b>が作動することにより、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。</p>	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>反応度制御系統として制御棒を設け、通常運転時に予想される温度変化、実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計とする。</p> <p>原子炉停止系統は、運転状態から炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる機構の異なる二つの独立した系統として、制御棒と中心架台（固体減速架台のみ）又はダンプ弁（軽水減速架台のみ）を有する設計とする。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、<b>最大反応度効果を持つ制御棒1本が作動しない場合でも、残りの制御棒</b>が作動することにより、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。<b>さらに、固体減速架台においては中心架台、軽水減速架台においてはダンプ弁が作動することにより、冷温状態において未臨界維持ができる設計とする。</b></p>	<p>削除（水位制御による反応度調整は行わないため）</p> <p>記載の適正化</p> <p>同上</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(i) 制御材の個数及び構造</p> <p>制御棒</p> <p>a. 個数 1炉心につき6本</p> <p>b. 種類 中性子吸収体（ホウ素、カドミウム、ハフニウム、ステンレス鋼のいずれか、又はこれらの組合せ）</p> <p>c. 寸法 固体減速架台用 外径 5cm以下 有効長 約1.5m 軽水減速架台用 外径 5cm以下 有効長 約0.7m</p> <p>d. その他 制御棒駆動装置を取外すときは、その架台には制御棒を入れたままにしておく。</p> <p><b>水位制御</b></p> <p>a. 個数 <u>1系統（軽水減速架台のみ）</u></p> <p>b. 種類 <u>軽水</u></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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(i) 制御材の個数及び構造</p> <p>制御棒</p> <p>a. 個数 1炉心につき6本</p> <p>b. 種類 中性子吸収体（ホウ素、カドミウム、ハフニウム、ステンレス鋼のいずれか、又はこれらの組合せ）</p> <p>c. 寸法 固体減速架台用 外径 5cm以下 有効長 約1.5m 軽水減速架台用 外径 5cm以下 有効長 約0.7m</p> <p>d. その他 制御棒駆動装置を取外すときは、その架台には制御棒を入れたままにしておく。</p>	<p>この項での水位制御を削除</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造</p> <p>制御棒駆動装置 駆動装置は固定板に固定され、制御棒は上方から炉心に挿入される。この駆動装置は全体で 1 組だけが設けられ、各架台に共通したものである。固定板は運転する架台に炉室天井クレーンで移動する構造とする。スクラム時には、制御棒保持用電磁石電流が遮断されて制御棒は自重により自然落下する。</p> <p>a. 個数 6 本</p> <p>b. 駆動長 約 1.6m</p> <p>c. 駆動方式 電動機によるスクリューナット方式</p> <p>d. 駆動速度 0.5m/min 以下</p> <p>e. 制御棒落下時間 1 秒以下 (スクラム信号発生から全挿入までの時間)</p> <p><b>水位制御装置 軽水減速架台は次に掲げるものからなる水位制御装置を設ける。</b></p> <p>a. <b>高速給水回路</b> <b>高速給水ポンプ (1 台)、高速給水弁及び高速給水リミットスイッチよりなる。</b></p> <p>b. <b>低速給水回路</b> <b>低速給水ポンプ (1 台) と低速給水弁よりなる。</b></p> <p>c. <b>水位制御設備</b> <b>微調整給水タンク、微調整給水弁及び微調整排水弁よりなる。給水用のポンプは低速給水ポンプを共有する。</b></p> <p>d. <b>排水回路</b> <b>ダンプ弁の開放により炉心タンク水を下のダンプタンクに速やかに排水する。また、通常排水弁の開放により炉心タンク水を下のダンプタンクに排水する。</b></p> <p>e. <b>溢流器</b> <b>半固定式</b></p> <p>f. <b>緊急水位下降装置</b> <b>空気室開放弁を開き、炉心タンク内空気室の空気を解放し水位を下げる。</b></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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造</p> <p>制御棒駆動装置 駆動装置は固定板に固定され、制御棒は上方から炉心に挿入される。この駆動装置は全体で 1 組だけが設けられ、各架台に共通したものである。固定板は運転する架台に炉室天井クレーンで移動する構造とする。スクラム時には、制御棒保持用電磁石電流が遮断されて制御棒は自重により自然落下する。</p> <p>a. 個数 6 本</p> <p>b. 駆動長 約 1.6m</p> <p>c. 駆動方式 電動機によるスクリューナット方式</p> <p>d. 駆動速度 0.5m/min 以下</p> <p>e. 制御棒落下時間 1 秒以下 (スクラム信号発生から全挿入までの時間)</p>	<p>この項での水位制御を削除</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>制御棒の反応度抑制効果</p> <p>過剰反応度プラス 1%<math>\Delta k/k</math> 以上</p> <p>ただし、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるよう、最も反応度の大きい制御棒でも全体の 1/3 を超えないものとする。</p> <p>反応度添加率 <u>(制御棒引抜き、軽水水位上昇、いずれの場合も)</u></p> <p>臨界近傍では、0.02%<math>\Delta k/k/s</math> 以下</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(iii) 反応度制御能力</p> <p>制御棒の反応度抑制効果</p> <p>過剰反応度プラス 1%<math>\Delta k/k</math> 以上</p> <p>ただし、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるよう、最も反応度の大きい制御棒でも全体の 1/3 を超えないものとする。</p> <p>反応度添加率 <u>(制御棒引抜きについて)</u></p> <p>臨界近傍では、0.02%<math>\Delta k/k/s</math> 以下</p>	<p>水位制御による反応度制御を削除</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p><b>(5) その他の主要な事項</b></p> <p>〈以下省略〉</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>へ. 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p><b>(5) 炉心給排水設備</b></p> <p><b>軽水減速架台は次に掲げるものからなる給排水設備を設ける。</b></p> <p>a. <b>高速給水回路</b>      <b>高速給水ポンプ(1台)、高速給水弁及び高速給水リミットスイッチよりなる。</b></p> <p>b. <b>低速給水回路</b>      <b>低速給水ポンプ(1台)と低速給水弁よりなる。</b></p> <p>c. <b>水位制御設備</b>      <b>微調整給水タンク、微調整給水弁及び微調整排水弁よりなる。給水用のポンプは低速給水ポンプを共有する。</b></p> <p>d. <b>排水回路</b>      <b>ダンプ弁の開放により炉心タンク水を下のダンプタンクに速やかに排水する。また、通常排水弁の開放により炉心タンク水を下のダンプタンクに排水する。</b></p> <p>e. <b>溢流器</b>      <b>半固定式</b></p> <p>f. <b>緊急水位下降装置</b>      <b>空気室開放弁を開き、炉心タンク内空気室の空気を解放し水位を下げる。</b></p> <p><b>(6) その他の主要な事項</b></p> <p>〈以下省略〉</p>	<p>5. へ. (3)に記載していた水位制御装置の記載を新たに</p> <p>5. へ. (5)の炉心給排水設備として記載</p> <p>5. へ. (5)の番号を</p> <p>5. へ. (6)に変更</p>
---	---	---

申請書添付参考図目録

- 参考図 1 京都大学複合原子力科学研究所 施設配置図
- 参考図 2 臨界集合体棟 1階 平面図
- 参考図 3 臨界集合体棟 2階 平面図
- 参考図 4 臨界集合体棟 断面図
- 参考図 5 臨界集合体棟 燃料室 平面図並びに断面図
- 参考図 6 固体減速架台 (A、B 架台) 概念図
- 参考図 7 軽水減速架台 (C 架台) 概念図
- 参考図 8 軽水減速架台 (C 架台) 断面概念図
- 参考図 9 固体減速架台炉心格子板 概念図
- 参考図 10 軽水減速架台炉心格子板 概念図
- 参考図 11 制御棒駆動装置 概念図 (固体減速架台)
- 参考図 12 制御棒駆動装置 概念図 (軽水減速架台)
- 参考図 13 中心架台駆動装置 概念図
- 参考図 14 燃料要素 **概念図**
- 参考図 15 固体減速架台用燃料集合体 概念図
- 参考図 16 固体減速架台用燃料集合体 水平垂直断面図
- 参考図 17 標準型燃料板支持フレーム
- 参考図 18 軽水減速架台用燃料集合体 水平垂直断面図
- 参考図 19 定置式放射線監視装置 (信号及び指令系統図)
- 参考図 20 中性子発生設備 概念図
- 参考図 21 核計装系統図
- 参考図 22 バードケージ 概念図 (標準型燃料板用)
- 参考図 23 バードケージ 概念図 (角板用)
- 参考図 24 重水タンク 概念図
- 参考図 25 液体廃棄物の廃棄設備 系統図
- 参考図 26 パイルオシレータ 概念図

申請書添付参考図目録

- 参考図 1 京都大学複合原子力科学研究所 施設配置図
- 参考図 2 臨界集合体棟 1階 平面図
- 参考図 3 臨界集合体棟 2階 平面図
- 参考図 4 臨界集合体棟 断面図
- 参考図 5 臨界集合体棟 燃料室 平面図並びに断面図
- 参考図 6 固体減速架台 (A、B 架台) 概念図
- 参考図 7 軽水減速架台 (C 架台) 概念図
- 参考図 8 軽水減速架台 (C 架台) 断面概念図
- 参考図 9 固体減速架台炉心格子板 概念図
- 参考図 10 軽水減速架台炉心格子板 概念図
- 参考図 11 制御棒駆動装置 概念図 (固体減速架台)
- 参考図 12 制御棒駆動装置 概念図 (軽水減速架台)
- 参考図 13 中心架台駆動装置 概念図
- 参考図 14 燃料要素 **水平垂直断面図**
- 参考図 15 固体減速架台用燃料集合体 概念図
- 参考図 16 固体減速架台用燃料集合体 水平垂直断面図
- 参考図 17 標準型燃料板支持フレーム
- 参考図 18 軽水減速架台用燃料集合体 水平垂直断面図
- 参考図 19 定置式放射線監視装置 (信号及び指令系統図)
- 参考図 20 中性子発生設備 概念図
- 参考図 21 核計装系統図
- 参考図 22 バードケージ 概念図 (標準型燃料板用)
- 参考図 23 バードケージ 概念図 (角板用)
- 参考図 24 重水タンク 概念図
- 参考図 25 液体廃棄物の廃棄設備 系統図
- 参考図 26 パイルオシレータ 概念図

記載の適正化

<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>14</u> 固体減速架台用燃料集合体 概念図</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>15</u> 固体減速架台用燃料集合体 概念図</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>15</u> 標準型燃料板支持フレーム</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>17</u> 標準型燃料板支持フレーム</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>16</u> 定置式放射線監視装置（信号及び指令系統図）</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>19</u> 定置式放射線監視装置（信号及び指令系統図）</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>17</u> 中性子発生設備 概念図</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>20</u> 中性子発生設備 概念図</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>18</u> 核計装系統図</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>21</u> 核計装系統図</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>19</u> バードケージ 概念図（標準型燃料板用）</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <u>22</u> バードケージ 概念図（標準型燃料板用）</p>	<p>参考図キャプションの修正（参考図は変更なし）</p>



<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>20</b> パードケージ 概念図 (角板用)</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>23</b> パードケージ 概念図 (角板用)</p>	<p>参考図キャプションの修正 (参考図は変更なし)</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>21</b> 重水タンク 概念図</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>24</b> 重水タンク 概念図</p>	<p>参考図キャプションの修正 (参考図は変更なし)</p>
<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>22</b> 液体廃棄物の廃棄設備 系統図</p>	<p style="text-align: center;">〈図面は省略〉</p> <p style="text-align: center;">参考図 <b>25</b> 液体廃棄物の廃棄設備 系統図</p>	<p>参考図キャプションの修正 (参考図は変更なし)</p>

## 添付書類 変更比較表

(太字+下線部は変更箇所)

<p>令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請し、 令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって一部補正した 京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書（臨界実験装置の変更）</p>	変更	補足
<p>本変更に係る京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書のうち「臨界実験装置」の添付書類は、以下のとおりである。</p> <p>添付書類 一 変更後における原子炉の使用の目的に関する説明書 平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類一の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 二 変更後における原子炉の熱出力に関する説明書 平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類二の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類 令和3年3月30日付け原規規発第2103302号をもって設置変更承認を受けた記載内容を<b>別添1</b>のとおりに変更する。</p> <p>添付書類 四 変更後における原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類 別添2に示す以外は、平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認</p>	<p>本変更に係る京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書のうち「臨界実験装置」の添付書類は、以下のとおりである。</p> <p>添付書類 一 変更後における原子炉の使用の目的に関する説明書 平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類一の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 二 変更後における原子炉の熱出力に関する説明書 平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類二の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類 令和3年3月30日付け原規規発第2103302号をもって設置変更承認を受けた記載内容を<b>令和3年10月4日付け21京大施環化第79号をもって申請した補正申請書の別紙5</b>のとおりに変更する。</p> <p>添付書類 四 変更後における原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類 <b>令和元年5月31日付け19京大施環化第47号をもって申請した</b>別添2に示す以外は、平成28年5月11日付け原規規発第16051111号をもって設置変更承認</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

<p>申請書の添付書類四の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 五 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書</p> <p><u>別添 3 に示す変更のうち、事業所の改名に伴う変更については、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。さらに、</u>  <u>「5-1 設計及び運転等のための組織」、「5-2 設計及び運転等に係る技術者の確保」、「5-3 設計及び運転等の経験」及び「5-4 設計及び運転等に係る品質保証」に関する変更についても、より新しい情報に基づく記載に変更した上で、</u>  <u>令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。それ以外は、平成 28 年 5 月 11 日付け原規規発第 16051111 号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類五の記載内容と同じ。</u></p>	<p>認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類四の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 五 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書</p> <p><u>令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けた記載内容を令和 3 年 11 月 10 日付け 21 京大施環化第 95 号をもって申請する補正申請書の別紙 3 のとおりに変更する。</u></p>	<p>記載の適正化</p>
<p>添付書類 六 変更に係る原子炉施設の場所に関する気象・地盤・水理・地震、社会環境等の状況に関する説明書</p> <p>別添 4 に示す変更のうち、事業所の改名に伴う変更については、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。それ以外は、平成 28 年 5 月 11 日付け原規規発第 16051111 号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類六の記載内容と同じ。</p>	<p>添付書類 六 変更に係る原子炉施設の場所に関する気象・地盤・水理・地震、社会環境等の状況に関する説明書</p> <p><u>令和元年 5 月 31 日付け 19 京大施環化第 47 号をもって申請した別添 4 に示す変更のうち、事業所の改名に伴う変更については、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。それ以外は、平成 28 年 5 月 11 日付け原規規発第 16051111 号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類六の記載内容と同じ。</u></p>	<p>記載の適正化</p>
<p>添付書類 七 変更に係る原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から 2 0 km 以内の地域を含む縮尺 2 0 万分の 1 の地図及び 5 km 以内の地域を含む縮尺 5 万分の 1 の地図</p> <p>平成 17 年 10 月 28 日付け 16 学文科科第 960 号をもって設置変更承認を受け</p>	<p>添付書類 七 変更に係る原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から 2 0 km 以内の地域を含む縮尺 2 0 万分の 1 の地図及び 5 km 以内の地域を含む縮尺 5 万分の 1 の地図</p> <p>平成 17 年 10 月 28 日付け 16 学文科科第 960 号をもって設置変更承認を受け</p>	

<p>た京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類七の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 八 変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p><u>別添 5 に示す変更のうち、事業所の改名に伴う変更については、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。また、パイルオシレータ装置の中で実験物が有意に動かないように固定することについても、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。さらに、高濃縮ウランの燃料要素を用いる炉心において炉心装荷物の使用が制限されることについても、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。それ以外は、平成 28 年 5 月 11 日付け原規規発第 16051111 号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類八の記載内容と同じ。</u></p>	<p>た京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類七の記載内容と同じ。</p> <p>添付書類 八 変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p><u>令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けた記載内容を令和 3 年 11 月 10 日付け 21 京大施環化第 95 号をもって申請する補正申請書の別紙 4 のとおりに変更する。</u></p>	<p>記載の適正化</p>
<p>添付書類 九 変更後における核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書</p> <p><u>別添 6 に示す変更のうち、事業所の改名に伴う変更については、令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けている。それ以外は、平成 28 年 5 月 11 日付け原規規発第 16051111 号をもって設置変更承認を受けた京都大学複合原子力科学研究所原子炉設置変更承認申請書の添付書類九の記載内容と同じ。</u></p>	<p>添付書類 九 変更後における核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書</p> <p><u>令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けた記載内容を令和 3 年 10 月 4 日付け 21 京大施環化第 79 号をもって申請した補正申請書の別紙 9 のとおりに変更する。</u></p>	<p>記載の適正化</p>
<p>添付書類 十 変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書</p> <p><u>別添 7 に示すとおり。ただし、事業所名の変更に伴う記載の変更については、</u></p>	<p>添付書類 十 変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書</p> <p><u>令和 3 年 3 月 30 日付け原規規発第 2103302 号をもって設置変更承認を受けた</u></p>	<p>記載の適正化</p>

<p><u>令和3年3月30日付け原規規発第2103302号をもって設置変更承認を受けている。また、高濃縮ウランの燃料要素を用いる炉心において炉心装荷物の使用が制限されることに対応して、一部の過渡解析が消去されることについても、令和3年3月30日付け原規規発第2103302号をもって設置変更承認を受けている。</u></p>	<p><u>記載内容を令和3年11月10日付け21京大施環化第95号をもって申請する補正申請書の別紙5のとおりに変更する。</u></p>	
---	---	--

## 5 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

本変更に係る複合原子力科学研究所の原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守（以下、設計及び運転等という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証管理活動、技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については、次のとおりである。

### 5-1 設計及び運転等のための組織

原子力関係組織図を第 5-1 図に示す。これらの組織は、定められた業務所掌に基づき明確な役割分担の下で複合原子力科学研究所の原子炉施設の設計及び運転等に係る業務を行っている。

本変更に係る設計及び工事に関する主な業務は、安全管理本部（中央管理室、核燃料管理室、品質管理室）、施設管理 5 部（研究炉部、臨界装置部、放射線管理部、放射性廃棄物処理部、実験設備管理部）及び事務管理部において実施する。安全管理本部及び事務管理部が設計方針の策定に係る業務を、施設管理 5 部が設計及び仕様の策定に係る業務並びに現地工事管理等を実施する。また、本変更に係る品質保証管理活動の総括業務を品質管理室が実施する。

運転及び保守のための組織は、複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下、保安規定）で明確にし、この組織において本変更に係る業務を実施する。各部等の安全管理業務を統括、指揮するため、安全管理本部が置かれている。各部等の業務の概要を以下に記す。

#### (1) 中央管理室

原子炉施設の保全及び運転の管理のための監視及び指示、保安のための教育訓練の実施、各部間の連絡調整並びに原子炉施設の異常時における指示（ただし、核燃料物質等の取扱いに関する保安の業務を除く）。

#### (2) 核燃料管理室

核燃料物質等の取扱いに関する保安（保全、管理のための監視及び指示）、保安のための教育訓練の実施及び各部間の連絡調整。

#### (3) 品質管理室

原子炉施設における保安活動の品質管理に関すること。

#### (4) 研究炉部

研究用原子炉の保全及び運転、並びに研究用原子炉用の核燃料物質等の取扱いに関すること（放射性廃棄物処理部及び放射線管理部の業務に属することを除く）。

#### (5) 臨界装置部

臨界実験装置の保全及び運転、並びに臨界実験装置用の核燃料物質等の取扱いに関すること（放射性廃棄物処理部及び放射線管理部の業務に属することを除く）。

#### (6) 放射性廃棄物処理部

放射性廃棄物処理施設の保全及び放射性廃棄物の廃棄に関すること。

#### (7) 放射線管理部

放射線管理施設の保全、並びに原子炉施設及び核燃料物質等の放射線管理に関すること。

#### (8) 実験設備管理部

原子炉施設における実験設備の保全に関すること。

(9) 事務管理部

原子炉施設における設計及び工事に係る業務に関すること。なお、各部が所掌する施設等の保全には、同施設等の保守及び改造のための設計及び工事が含まれる。

また、原子炉施設の設計及び運転等に関する事項を審議するために、原子炉安全委員会が置かれている。

## 5-2 設計及び運転等に係る技術者の確保

(1) 技術者数

令和 23 年 12 月 1 日現在における複合原子力科学研究所全体の教員、技術職員を合わせた所員数は、~~106~~105 名である。また 10 年以上の経験年数を有する教員が ~~46~~44 名、10 年以上の経験年数を有する技術職員が ~~21~~19 名在籍している。臨界装置部の部員は、~~11~~10 名であり、このうち 10 年以上の経験年数を有する教員、技術職員が合わせて ~~8~~7 名在籍している。

在職の所員数は、第 5-1 表に示すとおりである。

(2) 有資格者数

第 5-1 表に示すとおり、令和 23 年 12 月 1 日現在における複合原子力科学研究所の所員のうち、原子炉主任技術者の有資格者が 4 名、核燃料取扱主任者の有資格者が ~~3~~2 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者が 31 名である。また表以外に、放射線取扱主任者（第 2 種）の有資格者が 2 名、電気主任技術者（第 2 種）が 2 名、電気主任技術者（第 3 種）が ~~4~~5 名在籍している。今後とも各種資格取得を奨励する。

## 5-3 設計及び運転等の経験

京都大学複合原子力科学研究所（旧：京都大学原子炉実験所）は、昭和 38 年 4 月 1 日京都大学附置の全国大学共同利用研究所として設置された。昭和 37 年 3 月 15 日付け 37 原第 1040 号にて設置承認を受けた研究用原子炉（KUR）は、昭和 39 年 6 月 25 日に初臨界、昭和 39 年 8 月 17 日に 1MW になり、昭和 42 年に設置変更承認を受けて 5MW に出力を上昇した。それ以来、約 55 年間にわたり順調に運転を続け、共同利用研究及び教育に供してきた。

また、昭和 47 年 8 月 24 日付け 47 原第 7905 号にて承認を受けた臨界実験装置は、昭和 49 年に完成し、昭和 49 年 8 月 6 日に初臨界となって以来、約 45 年間にわたり順調に運転を続け、共同利用研究及び教育に供してきた。これまで行ってきた臨界実験装置に係る設置変更申請を第 5-2 表に示す。

これらの運転・保守管理の経験を通じて、所員は研究用原子炉及び臨界実験装置に関する種々の技術的能力を向上させ、安全確保に対する経験と技術的能力の蓄積に努めており、原子炉施設の設計及び運転等について、十分な技術的能力を有している。

## 5-4 設計及び運転等に係る品質管理活動

### (1) 品質管理活動の確立と実施

設計及び運転、並びに申請等の各段階における品質管理活動として、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に基づく品質マネジメント計画書を定め、これに従い臨界実験装置の安全を達成、維持及び向上するための品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する。さらに、品質マネジメントシステムを確立するために、保安活動の重要度に応じて品質方針及び品質目標、品質マネジメント計画書、実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書、品質マネジメント計画書に規定する手順書、指示書、図面等を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

### (2) 品質管理体制及び役割分担

複合原子力科学研究所では、品質マネジメント計画書に基づき、経営責任者は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していること、品質方針を定めること、品質目標が定められているようにすること、保安活動を実施する要員が健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を実施すること、資源が利用できる体制を確保すること、関係法令を遵守すること、その他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること、保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させること、全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすることによって実証する。

経営責任者は部室等及び要員の責任及び権限並びに部室等相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員に責任を持って業務を遂行させる。経営責任者は品質マネジメントシステムを管理する責任者（品質保証責任者）に、プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること、品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について経営責任者に報告すること、健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること、関係法令を遵守することの責任及び権限を与える。

経営責任者はプロセスを管理監督する責任者である各部室の長（部室長）に、部室長が管理する個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること、要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること、個別業務の実施状況に関する評価を行うこと、健全な安全文化を育成し、及び維持すること、関係法令を遵守することの責任及び権限を与える。

経営責任者は品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、マネジメントレビューをあらかじめ定めた間隔で行い、マネジメントレビューの結果の記録を作成及び管理させ、マネジメントレビューの結果を受けて必要な処置を講じる。

複合原子力科学研究所は品質管理活動に関わる推進・評価・改善に関する事項の最終的な審議を原子炉安全委員会において行い、この会議の審議の結果は適宜業務へ反映させる。



### 5-5 技術者に対する教育・訓練

教育・訓練は、保安規定に基づき作成される年度教育訓練実施計画（以下、実施計画）に従って、計画的に実施している。原子炉施設の保全及び運転等に係る各部等では、実施計画に定められた教育訓練項目、実施時期及び時間等に基づき、対象者に対して必要な教育・訓練を実施している。

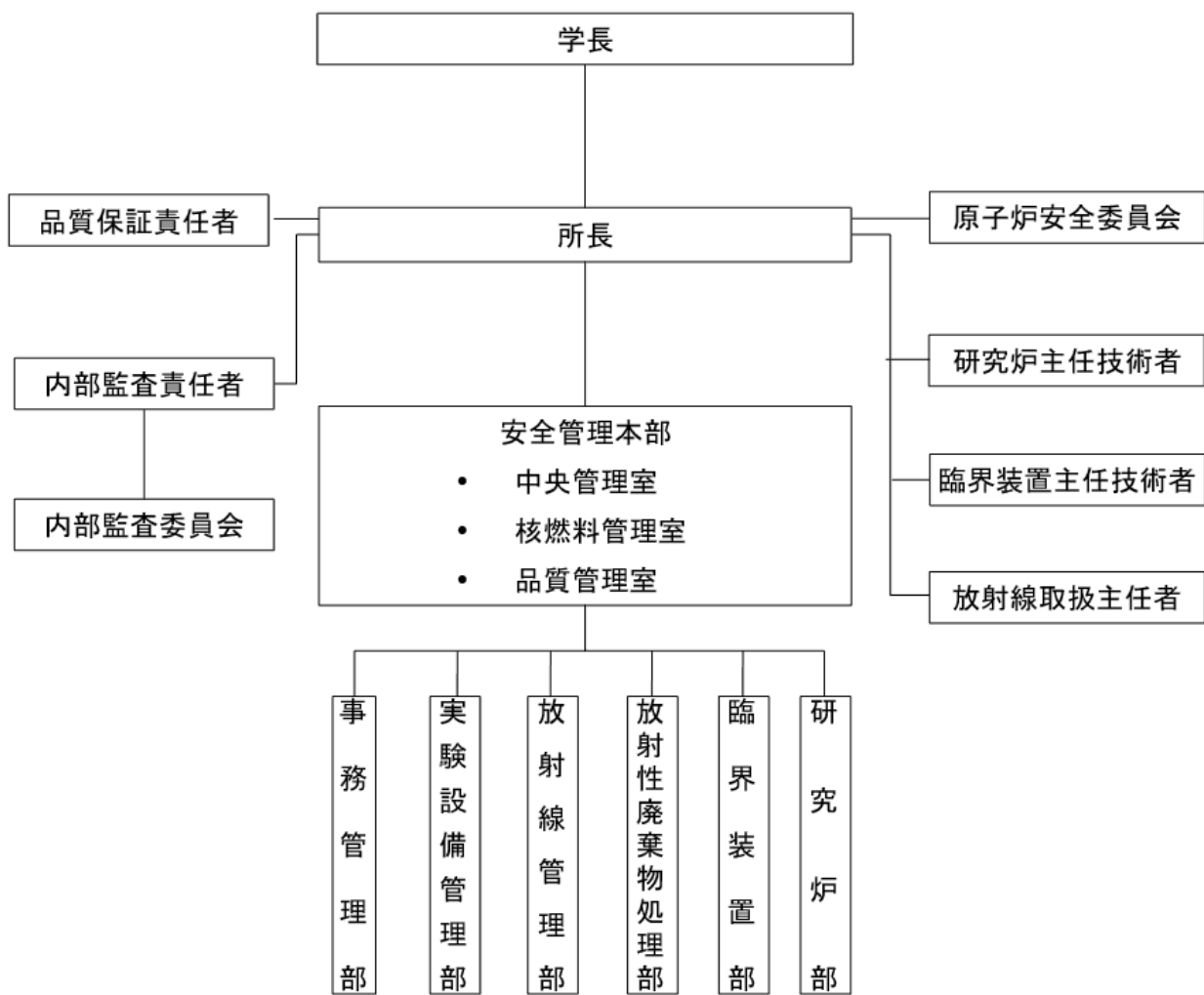
原子炉の運転・保守に従事するものについては、臨界装置部において当初教育として、原子炉の作動原理、放射線の基礎、関係法令、原子炉の構造、核燃料の管理、放射線管理等の項目について教育・訓練を行うとともに、原子炉の運転に係る実技訓練を一定期間行い、必要な知識・技術を習得させる。その後は、実施計画に基づいた再教育の他、日常業務を通して上位職者から指導・助言が行われる。

これらの教育訓練に加え、全所員を対象とした緊急時訓練を年二回実施しており、緊急時における対応及び緊急用資機材の取扱いについて習熟させている。また、他施設を含む原子炉施設の事故・故障事例についても十分に周知している。

本変更に関して必要な教育・訓練は、保安規定等に基づき適切に実施する。

### 5-6 有資格者の選任・配置

臨界実験装置では、法令等に基づき、原子炉の運転に関して保安の監督を行わせるための原子炉主任技術者を 1 名選任している。原子炉主任技術者については、不在時においても職務が支障なく進めることができるように、所員の原子炉主任技術者の有資格者の中から代行者を定めている。



第 5-1 図 原子力関係組織図

第 5-1 表 複合原子力科学研究所全体及び臨界装置部の在職者数、資格等

	技術者数 (教員・技術職員)	有資格者数		
		原子炉主任 技術者	核燃料取扱 主任者	第 1 種放射線 取扱主任者
研究所全体	<del>406</del> 105	4	<del>32</del>	31
臨界装置部	<del>44</del> 10	3	1	4

令和 23 年 12 月 1 日現在

第 5-2 表 臨界実験装置に係る設置変更申請

承認年月日	承認番号	備考
昭和 47 年 8 月 24 日	47 原第 7905 号	臨界実験装置 (KUCA) の増設
昭和 50 年 6 月 3 日	50 原第 5332 号	KUCA の重水反射体の追加
昭和 52 年 4 月 12 日	52 安 (原規) 第 120 号	KUCA 彎曲型燃料体の製作
昭和 55 年 8 月 25 日	55 安 (原規) 第 175 号	KUCA 中濃縮ウラン彎曲燃料体の製作
昭和 59 年 2 月 28 日	59 安 (原規) 第 44 号	KUCA の 2 分割混合炉心の構成
平成 17 年 10 月 27 日	16 文科科第 960 号	中性子発生設備の設置
平成 28 年 5 月 11 日	原規規発第 16051111 号	新規制基準に適合させるための変更等
令和 3 年 3 月 30 日	原規規発第 2103302 号	炉心装荷物の記載変更

## 8 変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書

### 8-1 安全設計の方針

#### 8-1-1 安全設計の基本方針

原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（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とともに、「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「許可基準規則」という。）に適合する構造とする。なお、本章において、濃縮ウランのうち、濃縮度が■■■■■のものを高濃縮ウラン、■■■■■のものを低濃縮ウランと記載し、高濃縮ウランの燃料要素を用いた炉心を高濃縮ウラン炉心、低濃縮ウランの燃料要素を用いた炉心を低濃縮ウラン炉心と記載する。

#### 8-1-2 臨界実験装置の特性

固体減速架台及び軽水減速架台から構成される本臨界実験装置は、次の特性を有している。

- (1) 最高出力が 100W と低く、年間積算出力が 1kWh 以内、月間積算出力が 100Wh 以内と制限されており、燃料内に核分裂生成物は微量しか蓄積されないため、異常等が発生した場合においても、放射性物質が微量しか放出されない。
- (2) 出力が低いため、運転中の燃料冷却のための設備を必要とせず、原子炉停止後の崩壊熱の除去も必要ない。
- (3) 炉心全体が大気圧の雰囲気のまま設置されており、固体減速炉心は室温、軽水減速炉心の減速材及び反射材温度は 80℃以下とするため、高温・高圧の配管はない。

#### 8-1-3 安全機能の重要度分類

原子炉施設の安全機能の重要度を「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」に基づき、かつ、低出力炉における重要度分類例を参考に、本原子炉施設の特徴を十分に踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。

##### 8-1-3-1 安全上の機能別重要度分類

安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の 2 種類に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系、以下「PS」という。）。

- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系、以下「MS」という。）。

また、PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第8-1-1表に示すように、三つのクラスに分類する。

上記に基づく本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を第8-1-2表及び第8-1-3表に示す。各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるようにする。

クラス1 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

なお、本原子炉施設にクラス1に属する安全施設はない。

#### 8-1-3-2 分類の適用の原則

試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- (1) 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
- (i) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
  - (ii) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- (2) 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべき全ての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3) 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4) 重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

第 8-1-1 表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類		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)	
安全に関連する 構築物、系統 及び機器	クラス 1	PS-1	MS-1	X
	クラス 2	PS-2	MS-2	
	クラス 3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、 系統及び機器		X	X	安全機能以外の機能 のみを行うもの

第 8-1-2 表 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 (PS)

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
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	—	(該当なし)
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	過剰な反応度の印加防止	制御棒駆動装置、(A) (B) 中心架台駆動装置
		炉心の形成	架台支持構造、炉心格子板
			(C) 炉心タンク
			燃料要素、(A) (B) さや管、(C) 標準型燃料板支持フレーム
		放射性物質の貯蔵	バードケージ、燃料貯蔵棚、トリウム貯蔵庫
			廃液タンク、第 1 固形廃棄物倉庫、第 2 固形廃棄物倉庫
	プラント計測・制御	線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、対数計数率炉周期計 炉室ガンマ線エリアモニタ	
その他	パイルオシレータ、(C) 重水タンク		
	2) 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	—	(該当なし)

a 機器等の名称の頭に (A), (B), (C) とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

第 8-1-3 表 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 (MS)

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>
MS-1	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	—	(該当なし)
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
MS-2	1) 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	—	(該当なし)
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	(A) (B) 中心架台駆動装置 <sup>†</sup> 、(C) ダンプ弁 <sup>†</sup> 、制御棒案内管 <sup>†</sup>
		工学的安全設備及び原子炉停止系への作動信号の発生	原子炉停止回路 <sup>†</sup>
	3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	—	(該当なし)
MS-3	1) 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	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒、制御棒駆動装置
		放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	原子炉建屋、燃料要素
		工学的安全設備及び原子炉停止系への作動信号の発生	制御棒電磁石電源
			線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、制御卓
		安全上重要な関連機能	非常用電源設備、炉心温度計
	その他	消火設備 (ハロン)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	ガスモニタ、ダストモニタ、炉室ガンマ線モニタ、燃料室ガンマ線モニタ
通信連絡設備			
制御室外安全停止		非常警報釦 (中央管理室)	

a 機器等の名称の頭に (A), (B), (C) とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

b † は信頼性に対する重要安全施設を示す。



## 8-1-4 耐震設計

### 8-1-4-1 耐震設計の基本方針

本原子炉施設の耐震設計は、「許可基準規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的考え方を参考にして、以下の方針を満足するよう設計することを基本とする。

- (1) 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある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。）に応じて分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- (2) 建物・構築物は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。
- (3) 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設計する。
- (4) 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、必要に応じてその影響についての検討を行う。

### 8-1-4-2 耐震設計上の重要度分類

原子炉施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）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に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり 5mSv を超えること）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラスと比べて小さい施設。

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

なお、本原子炉施設は、安全機能の喪失を想定したときの一般公衆に対する放射線影響の程度から、影響が小さい原子炉施設としてBクラス対象設備・機器等の検討が必要な原子炉施設に該当する。上記に基づく本原子炉施設の耐震重要度分類を第8-1-4表に示す。

第 8-1-4 表 本原子炉施設の構築物、系統及び機器の耐震重要度分類

耐震重要度分類	機能上の分類	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>
S クラス	自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能の喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの	(該当なし)
B クラス	上記において、影響が比較的小さいもの	架台支持構造、(A) (B) 中心架台駆動装置、(C) ダンプ弁、制御棒案内管、第 2 固形廃棄物倉庫
C クラス	S クラス、B クラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの	炉心格子板、(C) 炉心タンク 制御棒駆動装置 燃料要素、(A) (B) さや管、(C) 標準型燃料板支持フレーム (C) 重水タンク、パイルオシレータ 原子炉建屋、機械室 炉室天井クレーン スタック、廃液タンク 燃料貯蔵棚、トリウム貯蔵庫 第 1 固形廃棄物倉庫 放射線モニタ盤 (炉室ガンマ線エリアモニタ、燃料室ガンマ線エリアモニタ、ダストモニタ、ガスモニタ) 計装盤 (線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計、対数計数率炉周期計、制御棒電磁石電源、原子炉停止回路、プロセス計装) 非常警報釦 (制御卓) 非常用電源設備 非常警報釦 (中央管理室) 消火設備 (ハロン)

a 機器等の名称の頭に (A), (B), (C) とあるのはそれぞれの架台特有の機器等であることを示す。

### 8-1-4-3 地震力の算定方法

静的地震力は、以下に示す方法により算定する。

#### (1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数  $C_i$  に、次に示す施設の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ものとする。

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、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 以上とし、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。

#### (2) 機器・配管系

各クラスの地震力は、次に述べる水平震度より求めるものとする。

Bクラス  $1.8C_i$

Cクラス  $1.2C_i$

ここで、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 以上とし、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。

### 8-1-4-4 荷重の組合せと許容限界

耐震安全性に関する設計方針の妥当性の評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的考え方は、以下に示すとおりとする。

#### (1) Bクラス、Cクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時に作用す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、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

#### (2) Bクラス、Cクラスの機器・配管系

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の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、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

### 8-1-5 耐津波構造

本原子炉施設は、Sクラスに属する施設を有しないことから、敷地及びその周辺における過去の記録、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波を考慮する。ただし、本原子炉施設は、添付書類 6-六の第 6-5-1 図及び第 6-5-2 図に示すとおり、当該津波による遡上波が到達しない標高に設置してあるため、対策の必要はない。

## 8-1-6 外部からの衝撃による損傷の防止

本原子炉施設の安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び工場等内又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）が発生した場合においても、守るべき安全機能（「原子炉の緊急停止及び未臨界維持」）を損なうおそれがない設計とする。なお、守るべき安全機能を有する安全施設を内包する原子炉建屋に対して評価を行う。

### 8-1-6-1 自然現象（地震及び津波を除く。）に対する損傷の防止

本原子炉施設の安全施設は、想定される自然現象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災）及びその組合せについて影響評価を行い、守るべき安全機能を損なうおそれがない設計とする。なお、想定される自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重を設計上考慮する。

#### (1) 洪水

敷地周辺には、雨山川、灌漑用貯水池として坊主池と弘法池等があるが、大阪府岸和田土木出張所、大阪府泉州耕地事務所、熊取町役場公害防災課等で過去の水害記録を調べた結果、原子炉施設に影響を及ぼすおそれのある水害の記録はない。大阪府が公表している「洪水リスク表示図」によると、200年に1度の降水に対しても、洪水による浸水のリスクは示されていないので、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

#### (2) 風（台風）

本原子炉施設近傍の熊取気象観測所の観測記録（1976年1月～2015年3月）によれば、日最大瞬間風速・風向は、南の風32.5m/s（2014年8月10日）である。原子炉建屋は、建築基準法施行令で定める大阪府における基準風速（34m/s）を基に設計しているため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。なお、天気予報等により強風や台風の接近のおそれがある場合には、原子炉の停止あるいは運転の中止等の必要な措置を講ずる。

#### (3) 竜巻

「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成25年6月原子力規制委員会）」を参考にした評価により、竜巻の最大風速を92m/sとした時の本原子炉施設に及ぼす影響についての検討を行った結果、建屋については竜巻により生ずる風圧力や気圧差及び想定される飛来物によっても原子炉建屋の構造健全性が確保できるため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。また、竜巻の被災に伴い発生が予想される竜巻随件事象として外部電源喪失が考えられるが、本原子炉施設は、外部電源喪失により原子炉は自動的に停止するため、安全機能が損なわれるおそれはない。なお、竜巻注意情報等により竜巻の接近のおそれがある場合には、車両の退避、原子炉の停止あるいは運転の中止等の必要な措置を講ずる。

また、守るべき安全機能を有する安全施設ではないが、第1固形廃棄物倉庫及び第2固形廃棄物倉庫において、固形廃棄物を収容する容器（ドラム缶）に対し、固縛等の飛散防止の措置を講ずる。

#### (4) 凍結

本原子炉施設近傍の熊取気象観測所の観測記録（1976年1月～2015年3月）によれば、日最低気温は-4.9℃（1981年2月26日）であり、凍結の発生は想定される。本原子炉施設における屋外にある安全施設のうち凍結のおそれがあるのは、廃液タンクのみである。廃液タンク内の廃水の凍結に伴う体積膨張により廃液タンクの破損が想定されるが、水位がタンク容量の約2/3で廃水进行处理するように管理しているため、廃水の凍結による体積膨張を考慮しても、廃液タンクの安全機能を損なうおそれがない。

#### (5) 降水

本原子炉施設近傍の熊取気象観測所の観測記録（1976年1月～2015年3月）によれば、最大1時間降水量は67mm（2003年8月26日）である。研究所内の降雨水は、上記降水量を考慮した構内排水路で集水し、研究所外へ放出される。また、臨界集合体棟は、研究所敷地の中腹に位置しており、降水は敷地低部へと流れていき、臨界集合体棟付近に雨水が滞留しないため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

#### (6) 積雪

大阪管区気象台の観測記録（1901年1月～2015年3月）によれば、研究所周辺地域における最大積雪量は、18cm（1907年2月11日）である。安全機能を有する施設は、大阪府建築基準法施行細則に定める積雪に耐えられるように設計しているため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。また、これを超える積雪が生じるおそれがある場合は、除雪等の必要な措置を講ずる。

#### (7) 落雷

雷害防止対策として、建築基準法等の法令上要求される建物等への避雷針の設置等を行うため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。なお、雷の発生が予測される場合には、原子炉の運転を停止あるいは運転の中止等の必要な措置を講ずる。

#### (8) 地滑り

大阪府が公表している「大阪府内の土砂災害防止法の指定状況」によると、本原子炉施設が位置する熊取町内で「土砂災害防止法の指定区域」の警戒区域が39箇所（うち、特別警戒区域は23箇所）あるが、本原子炉施設に最も近い朝代西地区の指定箇所までは数百メートル離れている。本原子炉施設に急峻な傾斜地はないことから、地滑りにより本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

#### (9) 火山の影響

本原子炉施設の地理的領域（施設から半径160km）には、第四紀に活動をした記録がある火山が存在し、その中には将来の活動可能性がある、若しくは将来の活動可能性が否定できない火山が存在するが、いずれも兵庫県北部から鳥取県東部に位置する。これらの火山と本原子炉施設の間には十分な離隔距離があり、設計対応不可能な火山事象のうち溶岩流・岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊・新しい火口の開口・地殻変動については、本原子炉施設に影響を及ぼすおそれはない。また、本原子炉施設に影響を与える顕著な火砕物密度流の発生は認められない。なお、本原子炉施設は、なだらかな丘陵地帯にあるため、火山性有毒ガスが滞留することはない。

一方、本原子炉施設の周辺では、地理的領域外の火山活動により、広域テフラとして火砕物が降下している。安全機能を有する施設は、想定される降下火砕物の堆積厚さ（最大約 2cm）の荷重に耐えられるように設計されているため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

なお、火山活動により火砕物が降下し堆積した場合は、堆積した火砕物の除去及び原子炉の運転の停止あるいは運転の中止等の必要な措置を講ずる。

#### (10) 生物学的事象

原子炉施設に影響を与えるおそれのある生物としてネズミ等の小動物によるケーブルの断線や電源設備の短絡等による停電が考えられる。本原子炉施設の安全機能上必要となるケーブルや電源設備等は、これら小動物の影響を受けないような設計とする。

#### (11) 森林火災

本原子炉施設は、国土地理院の宅地利用動向調査で示されている「山林」から数百 m 程離れており、森林火災が発生しても、その影響を直接受けるおそれは低く、飛び火により研究所敷地内の植生に引火するおそれはない。一方、南西方向を除く敷地境界に沿って道路が敷設されており、道路沿いでの人為的な発火行為を想定し、敷地内の植生に延焼した場合であっても、敷地内の森林境界と本原子炉施設との間に延焼防止エリアを設けることで離隔距離を持たせ、さらに延焼防止エリアに予防散水活動を行うことで、本原子炉施設への延焼を防止し、本原子炉施設の安全施設が安全機能を損なうおそれがないよう管理する。延焼防止エリアの草木は、伐採等により延焼防止活動の妨げにならないように適切に管理し、延焼防止エリア周辺についても、予防散水活動に支障がないように管理する。

なお、敷地内において火災が発生した場合には、原子炉の運転の停止あるいは運転の中止等の必要な措置を講じるとともに、公設消防に通報し、複合原子力科学研究所の自衛消防団も対処する。

#### (12) 自然現象の組合せ

想定される自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重を設計上考慮し、同時に発生することで影響が大きくなる事象の組合せを抽出する。抽出された自然現象の組合せにより、安全機能を損なうことがない設計とする。また、必要に応じて影響軽減のための措置を講ずる。

### 8-1-6-2 人為によるもの（故意によるものを除く。）に対する損傷の防止

本原子炉施設の安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害）に対して、守るべき安全機能を損なうおそれがない設計とする。

#### (1) 飛来物（航空機落下）

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について（平成 14・07・29 原院第 4 号）」の航空機落下の評価式より算出した落下確率は、 $1.7 \times 10^{-8}$ （回/炉・年）であり、

防護設計の要否を判断する基準である  $10^{-7}$  (回/炉・年) を下回る。このため、航空機の落下は、「想定される外部人為事象」として、設計上、考慮する必要がない。

## (2) ダムの崩壊

研究所の南東約 2.5km に用水用の永楽ダムがあるが、研究所の約 2km 東側を流れる見出川へ流れ出している。このため、ダムの崩壊を考慮しても、研究所方面に流れ出すおそれはなく、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

## (3) 爆発、近隣工場等の火災及び有毒ガス

### (i) 敷地内への航空機落下による火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（平成 25 年 6 月原子力規制委員会）」（以下「外部火災ガイド」という。）の「附属書 C 原子力発電所の敷地内への航空機墜落による火災の評価について」に基づき、航空機落下による火災について、落下カテゴリ毎に選定した航空機を対象に影響評価を実施した結果、原子炉建屋の外壁及び内壁温度は、許容温度（外壁 200℃、内壁 80℃）を下回り、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

### (ii) 近隣危険物施設の火災

外部火災ガイドに基づき、複合原子力科学研究所近隣に存在する危険物取扱施設を対象に火災発生時の影響評価を実施した結果、航空機落下による火災との重畳を考慮しても、原子炉建屋の外壁及び内壁温度は、許容温度（外壁 200℃、内壁 80℃）を下回り、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

### (iii) 石油コンビナート施設での火災・爆発

外部火災ガイドに基づき、研究所敷地外 10km 以内に存在する石油コンビナート等特別防災地域関西国際空港地区（敷地北西約 10km）を対象に影響評価を実施した。大阪府の「大阪府石油コンビナート等防災計画」によると、平常時に想定される災害と、地震、津波、その他の異常な自然現象により想定される災害において、想定災害が特別防災区域外及び空港内の給油センター以外の施設に影響を与えることはないとして評価されており、原子炉建屋に影響を及ぼすおそれはなく、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

### (iv) 燃料輸送車両の火災・爆発

外部火災ガイドに基づき、研究所敷地周辺道路を走行中の燃料輸送車両を対象に火災・爆発発生時の影響評価を実施した結果、研究所敷地周辺道路での最大規模の燃料輸送車両の火災を考慮しても、原子炉建屋の外壁及び内壁温度は、許容温度（外壁 200℃、内壁 80℃）を下回るため、燃料輸送車両の火災により原子炉建屋に影響を及ぼすおそれはなく、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

爆発発生時の爆風圧は、必要とされる危険限界距離（約 88m）に対し、原子炉建屋までの離隔距離が危険限界距離以上あるため、原子炉建屋に影響を及ぼすおそれはなく、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

また、想定される燃料輸送車両の爆発による飛来物の影響については、容器の破裂による破片の飛散範囲の妥当性が確認された方法（「石油コンビナートの防災アセスメント指針」消防庁特殊災害室（平成 25 年 3 月））により算出される最大飛散距離（約 1225m）に対し、燃料輸送車両から原子炉建屋までの離隔距離が最大飛散距離以上確保することができない。

しかし、飛来物については、竜巻影響評価にて想定される飛来物に対して影響評価を実施しており、原子炉建屋に影響を及ぼすことはないことが確認されている。燃料輸送車両の爆発による飛来物については、この結果に包含されることから、燃料輸送車両の爆発による飛来物が原子炉建屋に影響を及ぼすおそれはなく、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

(v) ばい煙及び有毒ガスによる影響

外部火災に伴うばい煙及び有毒ガスについては、その取込みにより影響を受ける安全施設がないため、本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。なお、制御室については、原子炉停止操作後の居住性を確保する必要がない。

(4) 船舶の衝突

本原子炉施設は、港湾から約 5km 離れており船舶の衝突の可能性がないため、船舶の衝突は、「想定される外部人為事象」として、設計上、考慮する必要がない。

(5) 電磁的障害

電磁的障害を受けるおそれのある機器等として、安全保護回路、核計装設備等がある。これらは、金属筐体に収納し、又ケーブルには必要に応じてシールドされた同軸ケーブルを用いる等する事により、電磁的障害を防ぐ設計とする。そのため、電磁的障害により本原子炉施設の安全施設は、安全機能を損なうおそれがない。

### 8-1-7 人の不法な侵入等の防止

複合原子力科学研究所の正門に、人の不法な侵入等を防止し、必要に応じて持ち込み物品の検査を行う守衛棟を設ける。臨界集集体棟へは、許可された者のみが立入ることができ、さらに炉室内へは、立入りを承認された研究所職員の同行を必要とし、持ち込み物品の確認を必要に応じて行うことで、業務遂行には必要のない物品の持ち込みを防止する。

また、原子炉施設及び核物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、外部ネットワーク等に接続させずに、外部からの不正アクセス行為を防止する。

なお、これらの措置については、別途定める原子炉施設核物質防護規定に基づき実施する。

### 8-1-8 火災による損傷の防止

本原子炉施設の安全施設は、火災により守るべき安全機能（「原子炉の緊急停止及び未臨界維持」）が損なわれるおそれがないよう火災防護対策を講ずる設計とする。火災防護対策に当たって、火災の発生防止、発生感知及び消火、並びに影響軽減を適切に組合せた設計とする。

本原子炉施設において火災が発生した場合には、直ちに原子炉停止、初期消火、消防への通報等の対応を行い、火災によって守るべき安全機能が損なわれるおそれがないよう措置を講ずる。また、停止中であって直ちに緊急時対応が取れない場合（夜間、休日等）においても、火災によって守るべき安全機能が損なわれるおそれのない管理体制とする。

なお、本原子炉施設における火災により守るべき安全機能は、全て原子炉建屋内にあり、制御室



等の原子炉建屋外の施設において火災が発生した場合であっても、原子炉建屋とは厚さ 1m 以上のコンクリート壁で隔離されているため、守るべき安全機能に影響を及ぼすことはない。

#### 8-1-8-1 火災の発生防止

火災の発生を防止するために、以下のような対策を講ずるものとする。

- (1) 原子炉建屋には、不必要な可燃性物質の保管及び持ち込みを行わない等の措置をとることにより、火災の発生を防止する。
- (2) 電気盤には、過電流を防止するための遮断器、地絡を検知する装置等を取り付ける。
- (3) 主要設備は不燃構造とし、それ以外のものは、可能な限り不燃性若しくは難燃性のものを使用するとともに、炉心近傍のケーブル等については、不燃性の保護材等で覆う等の措置を講ずる。
- (4) 中心架台駆動装置の作動油は、密閉構造とすることで、漏えいを防止する。
- (5) 加速器室で用いる絶縁油は、密閉構造のタンクに封入し、タンクの周囲に堰を設けることで、漏えいを防止する。
- (6) スタックに避雷針を設置し、落雷による発火を防止する。

#### 8-1-8-2 火災の発生感知及び消火

火災による原子炉施設の損傷を防止するために、以下の設備を設ける。ただし、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場所に設置する。

- (1) 原子炉建屋には、火災発生を感知する火災報知器等の設備を設置する。
- (2) 原子炉建屋の消火のために、不燃性ガスの気体又は粉末消火剤を放出する設備を設置する。
- (3) 固体減速架台及び加速器室には、ハロン消火設備を設置する。

#### 8-1-8-3 火災の影響軽減

各架台室及び加速器室の間は、放射線遮蔽壁で仕切られており、耐火壁を兼ねる。遮蔽壁の厚さは、約 1m であり、3 時間耐火に設計上必要なコンクリート厚である 0.15m よりも十分に厚い。これにより、火災発見から消火までの間、他の架台室への影響を軽減する。また、固体減速炉心の火災の影響を軽減するために検出器等の挿入孔のある集合体等で設置できない場合を除き、炉心に装荷する燃料集合体及び反射体の最上部及び最下部には、厚さ 5cm 以上の耐火性を有する黒鉛又は金属を装填する。さらに、パルス状中性子発生装置及び中性子発生設備のターゲット付近を除き、炉心周辺の最低 1 層は、耐火性を有する黒鉛又は金属を入れたさや管で囲む措置を講ずる。この他に、中心架台駆動装置の作動油の火災が発生した場合であっても、炉心への影響を軽減するために、炉心と中心架台駆動装置の間に遮熱板を設ける。

### 8-1-9 溢水による損傷の防止等

本原子炉施設内で溢水が発生した場合においても守るべき安全機能（「原子炉の緊急停止及び未臨界維持」）が損なわれるおそれがない設計とする。守るべき安全機能を有する安全施設を内包する原子炉建屋に対して、溢水源を想定して影響評価を行った結果、守るべき安全機能の動作に影響を及ぼす没水及び被水はないため、本原子炉施設の安全施設は安全機能を損なうおそれがない。

また、各架台室内で放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損した場合であっても、漏えいした液体は各架台室の最下面に設置されたピット内に集め、液体が管理区域外に漏えいしない構造とする。

### 8-1-10 安全避難通路等

原子炉施設には、次に掲げる設備を設ける。

- (1) 誘導灯又は避難標識等を備えた安全避難通路。
- (2) 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避難用の照明。
- (3) 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に作業用の照明として、制御室には非常用照明、炉室等の必要な箇所には懐中電灯。

### 8-1-11 放射線からの放射線業務従事者の防護

放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽及び機器の配置を行う設計とする。

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も迅速な対応をするために必要操作を行えるように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。

放射線業務従事者等の出入管理、個人被ばく管理及び汚染管理を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理設備及び汚染管理設備を設ける。また、原子炉施設の放射線監視のため、定置式監視装置及びサーベイメータを設ける。

定置式監視装置は、制御室で監視を行い、放射線レベルが設定値以上になると、警報を発信する設計とする。また、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行い、適当な場所に表示する設計とする。

### 8-1-12 通信連絡設備等

設計基準事故時に複合原子力科学研究所内の人に異常の発生を通知するために、制御室及び中央管理室に非常警報設備及び放送設備を設ける。さらに、外部電源を喪失した場合の通信連絡設備として、炉室、制御室等に拡声器を備え付ける。

設計基準事故時に複合原子力科学研究所外の必要箇所と連絡を行うために、固定電話回線及び携帯電話回線の異なる2種類の多様性を備えた通信手段を設ける。

### 8-1-13 「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」への適合

原子炉施設は「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」に適合するように設計する。適合のための設計方針は次のとおりである。

(適用範囲)

第一条 この規則は、次に掲げる原子炉及びその附属施設について適用する。

- 一 試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）
- 二 船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉（減速材及び冷却材として加圧軽水を使用する原子炉であって蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをいう。）であって研究開発段階にある試験研究用等原子炉

#### 適合のための設計方針

本申請に係る原子炉施設は、第1項第一号に規定する「試験研究の用に供する試験研究用等原子炉」に該当する。

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

(定義)

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。

2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 「放射線」とは、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（昭和三十二年総理府令第八十三号。以下「試験炉規則」という。）第一条の二第二項第一号に規定する放射線をいう。

二 「管理区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第四号に規定する管理区域をいう。

三 「放射性廃棄物」とは、試験炉規則第一条の二第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。

四 「周辺監視区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。

五 「放射線業務従事者」とは、試験炉規則第一条の二第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。

六 「臨界実験装置」とは、炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するものをいう。

七 「水冷却型研究炉」とは、一次冷却材として水を使用する試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）をいう。

八 「中出力炉」とは、熱出力五百キロワット以上、十メガワット未満の水冷却型研究炉をいう。

九 「高出力炉」とは、熱出力十メガワット以上、五十メガワット以下の水冷却型研究炉をいう。

十 「ガス冷却型原子炉」とは、気体状の一次冷却材を用いる試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）であって熱交換器を有するものをいう。

十一 「ナトリウム冷却型高速炉」とは、試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）であって、一次冷却材としてナトリウムを用い、かつ、その原子核分裂の連鎖反応が主として高速中性子により行われるものをいう。

十二 「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。

イ その機能の喪失により試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

- 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が試験研究用等原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という。）外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能
- 十三 「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。
- 十四 「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研究用等原子炉の起動、停止、出力運転、燃料体の取替えその他の試験研究用等原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
- 十五 「運転時の異常な過渡変化」とは、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試験研究用等原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力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ものをいう。
- 十六 「設計基準事故」とは、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試験研究用等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ものをいう。
- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在することをいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 二十 「燃料体」とは、試験炉規則第一条の二第二項第三号に規定する燃料体であって、試験用燃料体を除いたものをいう。
- 二十一 「燃料材」とは、熱又は中性子を発生させるために成形された核燃料物質をいう。

- 二十二 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐための金属管、金属板、炭化ケイ素皮膜その他の燃料材を覆うものをいう。
- 二十三 「燃料の許容設計限界」とは、燃料材を覆う燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、試験研究用等原子炉を安全に運転することができる限界をいう。
- 二十四 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の試験研究用等原子炉の運転に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化量をいう。
- 二十五 「制御棒の最大反応度価値」とは、試験研究用等原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。
- 二十六 「反応度添加率」とは、試験研究用等原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。
- 二十七 「原子炉停止系統」とは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために試験研究用等原子炉を停止する系統をいう。
- 二十八 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。
- 二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。
- 三十 「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。
- 三十一 「重要安全施設」とは、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をいう。
- 三十二 「工学的安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による試験研究用等原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する安全施設をいう。
- 三十三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を試験研究用等原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。
- 三十四 「一次冷却系統設備」とは、一次冷却材が循環する回路を構成する設備をいう。
- 三十五 「最終ヒートシンク」とは、試験研究用等原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。
- 三十六 「冠水維持設備」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、一次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、炉心全体を冷却材中に保持するための機能を有する

設備をいう。

三十七 「試験用燃料体」とは、燃料体の研究及び開発を行うことを目的とする燃料体をいう。

三十八 「カバーガス」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において、ナトリウムの自由液面部を覆うことを主たる目的とする不活性ガスをいう。

三十九 「原子炉カバーガス」とは、カバーガスのうち、一次冷却材に係るものをいう。

四十 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、原子炉容器及びそれに接続する配管で構成され、燃料体を冠水状態に保持するための隔壁となる部分をいう。

四十一 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉又はナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

四十二 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、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、圧力障壁となる部分をいう。

四十三 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において一次冷却材を内包するものであって、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冷却材障壁を形成するもので、かつ、それが破壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分をいう。

四十四 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設の通常運転時に原子炉カバーガス又は一次冷却材を内包する部分のうち、原子炉冷却材バウンダリを除いたものをいう。

## 適合のための設計方針

### 第1項及び第2項について

本申請書で使用する用語は、第1項並びに第2項に適合したものとする。ただし以下の用語は、以下に定めるとおりとする。

(1) 「臨界実験装置」

本申請に係る京都大学臨界実験装置 (KUCA)

(2) 「研究用原子炉」

京都大学研究用原子炉 (KUR)

(3) 「原子炉建屋」

炉室及び燃料室

(4) 「原子炉格納施設」

炉室及び燃料室（「原子炉建屋」と同じである）



(試験研究用等原子炉施設の地盤)

- 第三条 試験研究用等原子炉施設（水冷却型研究炉、ガス冷却型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉に係るものを除く。以下この章において同じ。）は、次条第二項の規定により算定する地震力（試験研究用等原子炉施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあっては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該試験研究用等原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- 2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
  - 3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉施設は、地震によって生ずるおそれがある安全機能の喪失及びそれに起因する放射線による公衆への影響の程度に応じ、耐震設計上の重要度に分類し、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当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

第2項及び第3項について

本原子炉施設には、耐震重要施設が存在しないため設計上考慮しない。

添付書類 ~~6~~-六の下記項目参照

6-2 地盤

添付書類 ~~8~~-八の下記項目参照

8-1-4 耐震設計

(地震による損傷の防止)

- 第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設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に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉施設のうち、耐震重要施設（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがある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）は、その供用期間中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用す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、以下の要求を満たすものとする。

- (1) 原子炉施設は耐震重要度分類を、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類し、その重要度に応じた耐震性を有する構造とする。
- (2) 耐震重要度分類のうち、Sクラスに分類される施設は、基準地震動  $S_s$  による動的地震力に対して安全機能が保持できるようにするとともに、弾性設計用地震動  $S_d$  による動的水平地震力又は地震層せん断力係数に基づいて算定される静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対してもおおむね弾性状態に留まる構造とする。また、Sクラス施設は、下位クラスの波及的影響により、安全機能を損なうことのないようにする。
- (3) 耐震重要度分類のうち、Bクラスに分類される施設は、静的地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる構造とする。また、Bクラスの施設のうち、共振するおそれのあるものについては、共振による影響を検討する。
- (4) 耐震重要度分類のうち、Cクラスに分類される施設は、静的地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる構造とする。
- (5) 弾性設計用地震動は、基準地震動に対する応答スペクトル上での比率が、目安として0.5を下回らないような値で設定する。

第2項について

上記の第1項において用いる地震力は、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を考慮して以下のとおり設定する。

(1) 動的地震力

動的地震力は、基準地震動及び弾性設計用地震動から算定することとし、Sクラスの施設に適用する。また、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものに対して、影響を検討する。

(2) 静的地震力

以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

(i) 建物・構築物

水平地震力は、以下の地震層せん断力係数に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 地震層せん断力係数  $3.0C_i$

Bクラス 地震層せん断力係数  $1.5C_i$

Cクラス 地震層せん断力係数  $1.0C_i$

ここに、地震層せん断力係数を算定する際の  $C_i$  は、標準せん断力係数 0.2 以上の値に建物・構築物の振動特性、地盤の種類等に応じて決められる係数を乗じることによって求められる値とする。

Sクラスの施設については、鉛直地震力をも考慮することとし、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。鉛直地震力は、震度 0.3 以上の値に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。ただし、鉛直震度は施設の高さ方向に一定とし、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。

(ii) 機器・配管系

耐震重要度分類に基づく各機器・配管の地震力は、上記(i)の地震層せん断力係数の値から求める水平震度及び上記(i)の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。水平地震力と鉛直地震力と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。

第3項及び第4項について

本原子炉施設には、耐震重要施設が存在しないため設計上考慮しない。

添付書類 6-六の下記項目参照

6-4 地震

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-4 耐震設計

(津波による損傷の防止)

第五条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

本原子炉施設は S クラスに属する施設がないため、敷地及びその周辺における過去の記録、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波により安全機能が損なわれない設計とする。

添付書類 6-六の下記項目参照

6-5-1 津波

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-5 耐津波構造

(外部からの衝撃による損傷の防止)

- 第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

安全施設は、想定される自然現象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的影響及び森林火災）が発生した場合においても安全機能を損なうおそれがない設計とする。

#### 第2項について

本原子炉施設には、自然現象に対する重要安全施設がないため、設計上考慮しない。

#### 第3項について

安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害。ただし、故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

#### 添付書類 ~~6~~-六の下記項目参照

6-1 気象

6-2 地盤

6-3 水理

6-5 地震以外の自然現象

6-6 社会環境

#### 添付書類 ~~8~~-八の下記項目参照

8-1-6 外部からの衝撃による損傷の防止

(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第十八条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設への人の不法な侵入については、侵入を防止する設備を設け、原子炉施設に不正に爆発物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の持ち込み（郵便物等による研究所外からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）については、事前の教育等、持ち込みを防止する措置を講じるとともに、持ち込み検査を行うことができる設備を設ける。

また、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を未然に防止するため、原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、外部から独立した設計とする。

添付書類 ~~8~~八の下記項目参照  
8-1-7 人の不法な侵入等の防止

(火災による損傷の防止)

第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 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試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計とする。

##### 第2項について

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合でも原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照  
8-1-8 火災による損傷の防止

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

##### 第2項について

放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-9 溢水による損傷の防止等

8-2-1 炉心

8-6-2 液体廃棄物の廃棄設備



(誤操作の防止)

- 第十条 試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。
- 2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

運転員の誤操作を防止するため、以下の設計とする。

- (1) 盤の配置、操作器具等の操作性に留意した設計とする。
- (2) 計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できる設計とする。
- (3) 保守点検において誤りの生じにくいよう留意した設計とする。
- (4) 運転時の異常な過渡変化発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保できる設計とする。
- (5) 安全施設は、その運転が必要となる環境条件下で運転員が容易に操作できるよう設計する。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5 計測制御系統施設の構造及び設備

8-5-3 安全保護回路

8-5-7 インターロック

(安全避難通路)

第十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

第1項第一号について

その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路を設ける設計とする。

第1項第二号について

照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわず、避難を可能とする照明を設ける設計とする。

第1項第三号について

設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）を設ける設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-10 安全避難通路等

8-9-2 制御室

(安全施設)

- 第十二条 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たものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
  - 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
  - 4 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、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
  - 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
  - 6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設を、「重要度分類指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。（異常発生防止系。以下「PS」という。）
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの。（異常影響緩和系。以下「MS」という。）

また、PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を「重要度分類指針」に基づき、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

クラス1 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

## 第2項について

安全機能を有する系統のうち、特に重要な安全機能を有する設備は、当該設備を構成する機械又は器具の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする。

## 第3項について

安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする。

## 第4項について

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、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

## 第5項について

原子炉施設内には、大規模で高速回転するタービンはない。また、炉心全体が大気圧、室温の雰囲気のまま設置されており、高温・高圧の配管等はないため、配管等の損壊に伴う内部飛散物により、安全施設の安全性が損なわれるおそれはない。このため、内部飛散物による影響は設計上考慮しない。

## 第6項について

安全施設は、二以上の原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-3 安全機能の重要度分類

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 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、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする  
こと。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
  - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
  - ロ 設計基準事故により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であること。
  - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

### 適合のための設計方針

#### 第1項第一号について

設計上の安全対策として多重の安全性を持たせることで、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、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができる設計とする。

#### 第1項第二号について

設計基準事故時において次に掲げる要件を満たす設計とする。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること
- (2) 設計基準事故により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であること
- (3) 原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

添付書類 8-八の下記項目参照

- 8-1-1 安全設計の基本方針
- 8-4 原子炉冷却系統施設の構造及び設備
  - 8-5-3 安全保護回路
  - 8-5-4 反応度制御設備
  - 8-5-5 非常用制御設備

添付書類 10-十の下記項目参照

- 10-2 運転時の異常な過渡変化の解析
- 10-3 設計基準事故の解析

(外部電源を喪失した場合の対策設備等)

第十四条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。

- 4 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又は、試験研究用等原子炉の停止後の温度、水位その他の試験研究用等原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設ける設計とする。

#### 第2項について

原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又は、試験研究用等原子炉の停止後の温度、水位その他の試験研究用等原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設ける設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5-3 安全保護回路

8-5-5 非常用制御設備

8-9-1 電源設備

(炉心等)

- 第十五条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するものでなければならない。ただし、臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設であって当該試験研究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないものは、この限りでない。
- 2 試験研究用等原子炉施設は、試験研究用等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ものでなければならない。
  - 3 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならない。
  - 4 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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、試験研究用等原子炉を安全に停止できるものでなければならない。
  - 5 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
    - 一 通常運転時における試験研究用等原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。
    - 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

## 適合のための設計方針

### 第1項について

原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有する設計とする。ただし、臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設であって当該試験研究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないものは、この限りでないものとする。

### 第2項について

原子炉施設は、試験研究用等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設計とする。

### 第3項について

通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えない設計とする。

### 第4項について

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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、試験研究用等原子炉を安全に停止できる設計とする。



## 第5項について

燃料体は次に掲げる要件を満たす設計とする。

- (1) 通常運転時における試験研究用等原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする
- (2) 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする

添付書類 8-八の下記項目参照

8-2 原子炉本体の構造及び設備

添付書類 ~~10-十~~の下記項目参照

10-2 運転時の異常な過渡変化の解析

10-3 設計基準事故の解析

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
- 四 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ものとする。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
  - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
  - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
- 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
  - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
  - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。
  - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
  - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあつては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。

3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。

- 一 燃料取扱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ものとする。
- 二 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、燃料取扱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ものとする。

適合のための設計方針

第1項第一号について

燃料体を取扱う能力を有する設計とする。

第1項第二号について

燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

第1項第三号について

崩壊熱により燃料体等が溶融しない設計とする。

第1項第四号について

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設計とする。

第1項第五号について

燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

第2項第一号イについて

貯蔵施設は燃料板を貯蔵することができる容量を有する設計とする。

第2項第一号ロについて

貯蔵施設は燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

第2項第二号イについて

使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設は、使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有する設計とする。ただし、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでないものとする。

第2項第二号ロについて

使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設は、貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しない設計とする。ただし、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでないものとする。

第2項第二号ハについて

使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設は、使用済燃料その他高放射性の燃料体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設計とする。ただし、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでないものとする。

第2項第二号ニについて

使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設は、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用す

る場合にあつては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設計とする。ただし、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでないものとする。

#### 第3項第一号について

燃料取扱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計とする。

#### 第3項第二号について

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、燃料取扱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計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

8-7 放射線管理施設の構造及び設備

(計測制御系統施設)

第十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心及びこれ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範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、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範囲内で監視できるものとする。
- 三 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。

適合のための設計方針

第1項第一号について

炉心及びこれ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範囲内に制御できる設計とする。

第1項第二号について

炉心及びこれ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範囲内で監視できる設計とする。

第1項第三号について

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設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5 計測制御系統施設の構造及び設備

8-7-1 屋内管理用の主要な設備の種類

(安全保護回路)

第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。

- 一 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できるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路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ものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 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、試験研究用等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、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

第1項第一号について

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できる設計とする。

第1項第二号について

設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

第1項第三号について

安全保護回路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設計とする。

#### 第1項第四号について

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保する設計とする。

#### 第1項第五号について

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、試験研究用等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、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

#### 第1項第六号について

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

#### 第1項第七号について

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離された設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5-3 安全保護回路

(反応度制御系統)

第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設けなければならない。

- 一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。
- 二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。
  - イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとする。
  - ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

適合のための設計方針

第1項第一号について

通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できる設計とする。

第1項第二号について

制御棒を用いる場合は次に掲げる要件を満たす設計とする。

- (1) 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとする。
- (2) 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5-4 反応度制御設備



(原子炉停止系統)

第二十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設けなければならない。

- 一 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であって、次に掲げるときは、この限りでない。
  - イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。
  - ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。
  - 二 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、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。
  - 三 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。
- 2 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備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試験研究用等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でなければならない。

適合のための設計方針

第1項第一号について

制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものとする設計とする。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であつて、次に掲げるときは、この限りでないものとする。

- (1) 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき
- (2) 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき

第1項第二号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できる設計とする。

第1項第三号について

制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合する設計とする。

## 第2項について

反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備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試験研究用等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設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-5-4 反応度制御設備

8-5-5 非常用制御設備

(原子炉制御室等)

第二十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。

- 一 試験研究用等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できるものとする。
- 二 試験研究用等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。
- 三 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。

2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 第1項第一号について

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できる設計とする。

#### 第1項第二号について

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設計とする。

#### 第1項第三号について

従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる設計とする。

#### 第2項について

火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

#### 添付書類 8-八の下記項目参照

8-5 計測制御系統施設の構造及び設備

8-9-2 制御室

8-9-3 中央管理室

(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。

- 一 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よう、試験研究用等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ものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

第1項第一号について

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よう、試験研究用等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設計とする。

第1号第二号について

液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できる設計とする。

第1号第三号について

固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-6 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

添付書類 9-九の下記項目参照

9-2 放射性廃棄物の廃棄

(保管廃棄施設)

第二十三条 工場等には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。
- 二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。

#### 適合のための設計方針

第1項第一号について

放射性廃棄物を保管廃棄する施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。

第1項第二号について

固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-6 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

添付書類 9-九の下記項目参照

9-2 放射性廃棄物の廃棄

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等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工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等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工場等周辺の空間線量率が十分に低減できる設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-2-5 放射線遮蔽体の構造

8-8-1 原子炉格納施設の構造

添付書類 9-九の下記項目参照

9-3 平常運転時における線量評価

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、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は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者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する。
  - 二 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する。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉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なければならない。

## 適合のための設計方針

### 第1項について

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は、次に掲げる要件を満たす設計とする。

- (1) 放射線業務従事者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する
- (2) 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する

### 第2項について

研究所には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設け、放射線業務従事者の放射線障害を未然に防止するための措置を講じることができる設計とする。

### 第3項について

放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉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設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-11 放射線からの放射線業務従事者の防護

8-2-5 放射線遮蔽体の構造?

8-7 放射線管理施設の構造及び設備

8-8-1 原子炉格納施設の構造

8-9-2 制御室

8-9-3 中央管理室

8-9-4 実験設備等

添付書類 9-九の下記項目参照

9-1 核燃料物質等による放射線の被ばく管理



(監視設備)

第二十六条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等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原子炉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なければならない。

#### 適合のための設計方針

必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等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原子炉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設計とする。

#### 添付書類 8-八 の下記項目参照

8-9-2 制御室

8-9-3 中央管理室

8-7-2 屋外管理用の主要な設備の種類

#### 添付書類 ~~10-十~~ の下記項目参照

10-2 運転時の異常な過渡変化の解析

10-3 設計基準事故の解析

(原子炉格納施設)

第二十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならない。

- 一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。
- 二 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、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設ける設計とする。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りではない。

- (1) 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。
- (2) 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、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。

添付書類 8-八の下記項目参照

- 8-8 原子炉格納施設の構造及び設備
- 8-8-2 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

添付書類 10-十の下記項目参照

- 10-3 設計基準事故の解析

(保安電源設備)

第二十八条 試験研究用等原子炉施設は、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、電力系統に連系したものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。

3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、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でなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。

一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合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へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合

二 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、無停電電源装置に常時電氣的に接続されている場合

三 外部電源を喪失した場合であって、次に掲げる全ての要件を満たす場合

イ 換気設備（非常用のものに限る。）を作動させる必要がないこと。

ロ 試験研究用等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することができること。

ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。

適合のための設計方針

第1項について

本原子炉施設の重要安全施設（中心架台駆動装置、ダンプ弁、原子炉停止回路）には、その機能を維持するために必要となる電力を複合原子力科学研究所内の受電設備から供給する設計とする。

第2項について

本原子炉施設の重要安全施設（中心架台駆動装置、ダンプ弁、原子炉停止回路）は非常用電源設備を必要としないため設計上考慮する必要はない。

第3項について

本原子炉施設は非常用電源設備を必要としないため、設計上考慮する必要はない。

(実験設備等)

第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。
- 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とする。

適合のための設計方針

原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げる要件を満たす設計とする。

- (1) 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。
- (2) 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- (3) 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。
- (4) 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。
- (5) 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とすること。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-9-4 実験設備等

添付書類 10-十の下記項目参照

10-2 運転時の異常な過渡変化の解析

10-3 設計基準事故の解析

(通信連絡設備等)

第三十条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

研究所には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設ける設計とする。

##### 第2項について

研究所には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設ける設計とする。

添付書類 8-八の下記項目参照

8-1-12 通信連絡設備等

8-9-2 制御室

8-9-3 中央管理室

#### 8-1-14 許可基準規則への適合方針（低濃縮ウランの燃料要素）

低濃縮ウランの燃料要素に係る許可基準規則への適合方針を以下に詳述する。

##### 第四条（地震による損傷の防止）

###### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項及び第2項である。

###### (2) 適合のための設計方針（考え方）

###### 第1項及び第2項について

燃料要素の追加に伴い、固体減速炉心では燃料要素が挿入されるさや管、軽水減速炉心では燃料要素が挿入される標準型燃料板支持フレームの耐震性について検討した結果、適合性が確認できるものである。

##### 第十二条（安全施設）

###### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第3項及び第4項である。

###### (2) 適合のための設計方針（考え方）

###### 第3項について

炉心の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故において、その間に安全施設に影響を与えると想定される燃料要素の温度上昇を検討した結果、安全施設の機能に影響を与えるものではなく、適合性が確認できるものである。

###### 第4項について

低濃縮ウランの燃料要素は、PS 及び MS に該当する（第 8-1-2 表及び第 8-1-3 表）。高濃縮ウランの燃料要素と同様に作業員が手作業で取り扱うため、停止中に目視による確認や検査を行うことで容易にその健全性を確認することができることから、適合性が確認できるものである。

##### 第十三条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

###### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項第一号、第1項第二号イ及び第1項第二号ハである。

###### (2) 適合のための設計方針（考え方）

###### 第1項第一号について

炉心は、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通常運転時の状態に移行することから、適合性が確認できるものである。

###### 第1項第二号イについて

炉心は、設計基準事故時に炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、冷却の必要がないことから、適合性が確認できるものである。

#### 第1項第二号ハについて

炉心は、設計基準事故時に周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないことから、適合性が確認できるものである。

#### 第十五条（炉心等）

##### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項、第2項、第3項、第4項及び第5項である。

##### (2) 適合のための設計方針（考え方）

###### 第1項について

複数の代表炉心のうち、温度係数が正となるものについても、安全を確保する上で支障がないことから、適合性が確認できるものである。

###### 第2項について

当該原子炉施設は、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ことから、適合性が確認できるものである。

###### 第3項について

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の運転に支障が生ずる場合について、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及び被覆材の温度が許容範囲内となることから、適合性が確認できるものである。

###### 第4項について

炉心は、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ついて、燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物がそれらの機能を維持し、原子炉を安全に停止できることから、適合性が確認できるものである。

###### 第5項について

~~燃料要素~~**燃料体**は、自重、付加荷重及びその他通常運転中に加わる可能性のある負荷（固体減速炉心においては中心架台上昇時の加速度、軽水減速炉心においては水圧）に対して十分な耐力を有していることから、適合性が確認できるものである。

#### 第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）

##### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項第二号、第1項第三号、第1項第四号及び第2項第一号である。

##### (2) 適合のための設計方針（考え方）

###### 第1項第二号について

高濃縮ウランの燃料要素と低濃縮ウランの燃料要素とでは、1枚当たりのU-235量が異なっているが、組立てエリア組立解体場所における燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安指示書 4.2.3.4）、燃料机上において仮置きする燃料要素の制限（京都大



学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第 62 条) 及び組立てエリア組立解体場所からと炉心間の移動時の燃料要素の制限 (同保安規定第 68 条) の変更により、適合性が確保されることから、設計方針の変更は不要である。

#### 第 1 項第三号及び第 1 項第四号について

第 1 項第二号の適合性が確保されることにより、取扱施設が臨界に達するおそれがなく、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないため、適合性が確保されることから、設計方針の変更は不要である。

#### 第 2 項第一号イについて

貯蔵施設に燃料要素を貯蔵することができる容量を検討した結果、適合性が確認できるものである。

#### 第 2 項第一号ロについて

貯蔵施設における燃料要素の臨界計算を実施し、検討した結果、適合性が確認できるものである。

### 第十七条 (計測制御系統施設)

#### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第 1 項第一号、第 1 項第二号、第 1 項第三号である。

#### (2) 適合のための設計方針 (考え方)

##### 第 1 項第一号及び第二号について

炉心及びこれ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である炉心温度、架台室内エリアモニタ値及び中性子束密度を測定する線型出力計が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・監視できることから、適合性が確認できるものである。

##### 第 1 項第三号について

設計基準事故が発生した場合の状況を把握するためのパラメータである炉心温度、架台室内エリアモニタ値及び炉心出力が、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲で監視及び記録でき、外部電源喪失時においても原子炉の停止が確認できることから、適合性が確認できるものである。

### 第十八条 (安全保護回路)

#### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第 1 項第一号である。

#### (2) 適合のための設計方針 (考え方)

##### 第 1 項第一号について

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でき、炉心温度上昇によって燃料が許容設計限界を超えないことから、適合性が確認できるものである。

## 第十九条（反応度制御系統）

### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第 1 項第一号及び第 1 項第二号口である。

### (2) 適合のための設計方針（考え方）

#### 第 1 項第一号について

通常運転時にはおいて、温度変化に起因する反応度変化は制御でき、及びキセノンの濃度変化は発生しない生成量は小さく反応度の影響は無視できる。一方また、実験物照射物の移動及び軽水減速炉心における挿入管が破損し水が流入することによる反応度変化については、第二十九条第 1 項第二号に関連して導入する制限により、挿入管の破損が単独で、あるいは実験物照射物の移動と挿入管の破損が同時に発生しても反応度変化が制御できることから、適合性が確認できるものである。

#### 第 1 項第二号口について

想定される制御棒の異常な引抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないことから、適合性が確認できるものである。

## 第二十条（原子炉停止系統）

### (1) 適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第 1 項第二号、第 1 項第三号及び第 2 項である。

### (2) 適合のための設計方針（考え方）

#### 第 1 項第二号について

炉心は、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、原子炉停止系統のうち少なくとも一つにより、最大反応度効果を持つ制御棒 1 本が作動しない場合でも、残りの制御棒が作動することにより、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる。また、固体減速架台においては中心架台、軽水減速架台においてはダンプ弁が作動することにより、低温状態において未臨界に移行が維持できることから、適合性が確認できるものである。

#### 第 1 項第三号について

炉心は、反応度価値の最も大きな制御棒 1 本が固着して動作しない場合において、動作する残りの原子炉停止系統のみで未臨界に移行できることから、適合性が確認できるものである。

#### 第 2 項について

原子炉停止系統うち反応度制御系統と共用する制御棒のうち最大反応度効果を持つ 1 本が故障した場合において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を残りの制御棒により未臨界に移行することができ、かつ、固体減速架台においては中心架台、軽水減速架台においてはダンプ弁が作動することにより、低温状態において未臨界を維持できることから、適合性が確認できるものである。

## 第二十四条（工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護）

### （1）適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項である。

### （2）適合のための設計方針（考え方）

#### 第1項について

試験研究用等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工場等周辺の空間線量率が十分に低減できることから、適合性が確認できるものである。

## 第二十五条（放射線からの放射線業務従事者の防護）

### （1）適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素により確認を要する条文は、第1項第二号である。

### （2）適合のための設計方針（考え方）

#### 第1項第二号について

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ことから、適合性が確認できるものである。

## 第二十九条（実験設備等）

### （1）適合性の確認を要する条文

低濃縮ウランの燃料要素に対し確認を要する条文は、第1項第二号及び第1項第三号である。

### （2）適合のための設計方針（考え方）

#### 第1項第二号について

軽水減速炉心用挿入管の破損及び照射物の脱落により反応度が投入される可能性が考えられる。これらの一方、あるいは両方が同時に生じる場合においても、運転中の試験研究用原子炉に反応度が異常に投入されないことが必要であり、第8-9-5節に制限を追加する。この制限により、適合性が確保されることから、設計方針の変更は不要である。

#### 第1項第三号について

パイルオシレータにおいて実験物として用いた核燃料が損傷した場合の~~周辺公衆への影響を検討した結果、~~放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを与えないために、周囲に適切な遮蔽を設けるとともに、運転中は、放射線量に応じて炉室への入室を制限するため、適合性が確認できるものである。

## 8-1-15 許可基準規則への適合方針（トリウム貯蔵）

トリウム貯蔵について、許可基準規則への適合方針を以下に詳述する。

### 第四条（地震による損傷の防止）

#### (1) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項及び第2項である。

#### (2) 適合のための設計方針（考え方）

##### 第1項及び第2項について

トリウム貯蔵庫は、耐震重要度分類のうち、Cクラスに該当する施設として設計する（第8-1-4表）。

### 第八条（火災による損傷の防止）

#### (1) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項である。

#### (2) 適合のための設計方針（考え方）

##### 第1項について

火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、トリウム貯蔵庫は、鉛、鋼材等の不燃性の材料を用いる設計とする。**火災の発生感知及び消火並びに火災の影響軽減に係る設計方針については、既承認から変更ない。**

### 第十二条（安全施設）

#### (1) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項、第3項及び第4項である。

#### (2) 適合のための設計方針（考え方）

##### 第1項について

トリウム貯蔵庫は、PS-3に該当し（第8-1-2表）、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼさないよう、鉛を用いて十分な遮蔽性能を持つ設計とするとともに、トリウム燃料要素の健全性を維持するために、それらの全量を収納する容量を持ち、物理的に収納可能な最大量まで燃料要素を収納した場合においても、臨界に達するおそれがない設計とする。

##### 第3項について

トリウム貯蔵庫は、当該原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故において、その間に想定される環境条件（使用中の燃料要素の温度上昇及び収納中の燃料要素からの放射線）に対して影響を受けないよう、鋼材等の材料を用い、機能を発揮することができる設計とする。

##### 第4項について

トリウム貯蔵庫は、その健全性及び能力を確認するため、試験研究用原子炉の運転中又は停止中に、外側からの外観検査及び蓋あるいは扉の開放による内側からの外観検査ができる設計とする。

## 第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）

### (1) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、~~第1項第二号、第1項第三号、第1項第四号、第2項第一号~~及び第2項第二号イである。

### (2) 適合のための設計方針（考え方）

#### ~~第1項第二号について~~

~~トリウムと濃縮ウランの燃料要素を同時に使用する際は、組立てエリアにおける濃縮ウランの燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安指示書 4.2.3.4）、燃料机上において仮置きする燃料要素の制限（京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第62条）及び組立てエリアから炉心への移動時の燃料要素の制限（同保安規定第68条）を遵守し、臨界に達するおそれがないようにする。~~

#### ~~第1項第三号について~~

~~第1項第二号の適合性が確保されることにより、濃縮ウランの燃料要素を同時に使用する際においても、臨界に達するおそれがなく、崩壊熱の除去のための設備を要しない。~~

#### ~~第1項第四号について~~

~~トリウムの燃料要素を取り扱う際は、作業状況に応じて、適宜、鉛エプロンを着用する、あるいは鉛ブロック等による仮遮蔽物を設けることにより、放射線を適切に遮蔽する。さらに、トリウム貯蔵庫は、取扱場所である燃料室に設置されるため、鉛を使用して十分な遮蔽能力を有するよう設計する。~~

#### 第2項第一号について

トリウム貯蔵庫は、トリウム燃料要素を ■■■■ まで貯蔵できる容量を有する設計とする。さらに、トリウム貯蔵庫は、物理的に収納可能な最大量まで燃料要素を収納した場合においても、実効増倍率 0.95 未満であり臨界に達するおそれがない設計とする。

#### 第2項第二号イについて

トリウム貯蔵庫は、鉛を使用して十分な遮蔽能力を有し、貯蔵庫の表面線量が研究所での管理区域内の高線量区域の基準となる  $20 \mu\text{Sv/h}$  以下となるよう設計する。

## 第二十五条（放射線からの放射線業務従事者の防護）

### (1) 適合性の確認を要する条文

トリウム貯蔵に関して確認を要する条文は、第1項第一号である。

### (2) 適合のための設計方針（考え方）

#### 第1項第一号について

トリウム貯蔵庫は、放射線業務従事者が業務に従事する場所である燃料室に設置されるため、鉛を使用して十分な遮蔽能力を有するよう設計する。また、放射線業務従事者がトリウムを用いた作業を実施する際は、作業状況に応じて、鉛エプロンを着用する、あるいは鉛ブロック等による仮設遮蔽を設けることで、京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第115条に規定にされる  $1\text{mSv/週}$  以下となるように被ばく管理を行う。

## 8-2 原子炉本体の構造及び設備

本臨界実験装置は、A、B及びCの3つの架台を持つ。A及びBの両架台は固体減速炉心用、また、C架台は軽水減速炉心用である。

A及びBの2つの架台は、同じ燃料集合体を使用する固体減速架台である。

原子炉施設及び燃料体等は、原子炉施設の安全性を確保するために、下記の要件を満足するものとする。

- (1) 原子炉施設は、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ものとする。
- (2) 炉心は、通常運転時又は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、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないものとする。
- (3) 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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できるものとする。
- (4) 燃料体は、通常運転時における原子炉内の自重、附加荷重、その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。
- (5) 燃料体は、輸送中又は取扱中において、著しい変形の生じないものとする。
- (6) 本臨界実験装置は、反応度温度係数が正になる炉心を構成することができるが、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析の結果より、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故であっても、燃料の温度上昇は僅かであるため、正の反応度温度係数により、大きな正の反応度が炉心に加わるおそれはなく、原子炉施設の安全を確保する上で支障がない。

### 8-2-1 炉心

#### 8-2-1-1 構造

##### 8-2-1-1-1 固体減速架台

固体減速架台は、炉心及び制御棒駆動装置を支える2段式の支持構造である。炉心は架台支持構造第1段に設置された炉心格子板上に、燃料要素をさや管に装填した燃料集合体を立てて構成される。架台支持構造第1段は、最大約10トンの荷重に耐えられるものである。炉心格子板は、29行×29列の大きさとする。

制御棒駆動装置は、架台支持構造第2段に取付ける固定板の任意の場所に6本取付けられる。この固定板は、駆動装置とともに、炉室天井クレーンによって、各架台に移動できる構造とする。

炉心格子の中心部は、周辺の固定部から分離されて独立に落下するようになっている。この中心部の大きさは、A架台では3行×3列、B架台では5行×5列の大きさとする。最大荷重は、約2トン以下である。この中心架台は、油圧によって下から押し上げられ、いわゆるフェイルセーフの原則に従い、スクラム時、自重により確実に落下する。また、油圧装置は、安全のために中心架台が上の方に来るほど順次自動的に上昇速度が低下する構造とする。

第 8-2-1 表に中心架台の区分ごとの上昇速度を示す。

この油圧装置は、下降のために独立した二系統の弁を有し、停止時には二系統の弁が開いて落下し、上限位置から 12 秒以内で所定の負の反応度を加えることができる。さらに上昇及び下降時に周辺の固定部に引っかからないような構造になっている。炉心を構成するさや管は、有効長さ■■■■で、断面は■■■■である。また、制御棒案内管、固体減速炉心用挿入管（検出器や照射物及びパルス状中性子発生装置の延長管挿入用等）を備える。

第 8-2-1 表 中心架台の上昇速度

位置		ストローク (cm)		速度 (cm/s)
下限	～ 第 2 段ストップ	下限	～ 約 70	3.3 以下
第 2 段ストップ	～ 第 3 段ストップ	約 70	～ 約 140	1.1 以下
第 3 段ストップ	～ 第 4 段ストップ	約 140	～ 約 170	0.6 以下
第 4 段ストップ	～ 上限	約 170	～ 約 190	0.2 以下

#### 8-2-1-1-2 軽水減速架台

軽水減速炉心は、直径■■■■、深さ■■■■のアルミニウム製炉心タンクの中に設けられる。炉心は、炉心格子板に燃料集合体をはめ込んで立てる構造とする。軽水以外の反射材は、必要に応じ、容器に密閉して炉心格子板に固定し、運転中有意な変動のないようにする。炉心格子板は、16 行×14 列の大きさとする。炉心格子板は、水平に 2 分割することができて、その一方は固定、他の一方は可動として、原子炉停止時にその間隔を約 0.2m まで自由に変えられるものとする。その駆動は、手動によって行われるが、運転時に水位の上がった時は、炉心分割用ハンドルの連結が機械的に防止されるようになっている。また、運転中 2 つの炉心が接近しないように、必ず炉心格子板間にスペーサーが用いられる。2 つの炉心格子板の寸法は、同じで、■■■■である。反応度制御機構として、制御棒駆動以外に水位制御によるものがある。

~~反応度制御機構は実験によって使い分けられることができるが、水位制御による場合は、あらかじめ十分な厚さの水反射体を加えた場合であっても、過剰反応度が 0.5%Δk/k を超えないように炉心を構成して運転を行う。~~炉心タンクへの給水は、ポンプによって行われ、タンク水位の低い間は、高速給水ポンプを使用し、水位が高速給水停止の設定値（高速給水リミットスイッチ作動水位）を超えると低速給水ポンプに切替える。最後は、少量の微調整給水を用いて水位制御をすることができる。炉心上部に十分な厚さの水反射体を加えた場合であっても、過剰反応度が 0.5%Δk/k を超えないように炉心を構成して運転を行う。緊急停止の際は、ダンプ弁を開き、炉心タンクの水を炉心タンクよりも下に設置されたダンプタンクに速やかに排水する。最高水位（■■■■）から燃料要素が完全に露出する（水位の■■■■に相当する■■■■）までの排水時間は、30 秒以下とする。これは、制御棒の炉心挿入に対して、独立した系統の反応度制御機構を形成し、特に停止時において完全な未臨界状態に保つ機能を果たす。炉心タンクには、水の加熱と保温のための電気ヒータを含むループを設ける。また、ダンプタンクには、水の加熱

のための電気ヒータを設ける。また、ダンプタンクには、浄化系を設ける。

燃料集合体を構成する標準型燃料板支持フレームは、外形寸法が [REDACTED] である。また、制御棒案内管、軽水減速炉心用挿入管（検出器挿入用等）を備える。その他に次のようなものを設ける。

オーバーフロー

各種測定器取付座（水位、温度、水質等）

なお、炉心タンク、配管、ダンプタンク等が破損した場合であっても、水が炉室外に漏えいしない構造とする。

## 8-2-1-2 燃料体の最大挿入量

### 8-2-1-2-1 高濃縮ウラン炉心

#### (1) 固体減速炉心

濃縮ウラン（濃縮度 [REDACTED]） [REDACTED] (U-235 量) \*

天然ウラン [REDACTED]

トリウム [REDACTED]

#### (2) 軽水減速炉心

濃縮ウラン（濃縮度 [REDACTED]） [REDACTED] (U-235 量) \*

\* ただし、固体減速炉心及び軽水減速炉心を合わせて [REDACTED] の挿入量とする

### 8-2-1-2-2 低濃縮ウラン炉心

#### (1) 固体減速炉心

濃縮ウラン（濃縮度 [REDACTED]） [REDACTED] (U-235 量)

#### (2) 軽水減速炉心

濃縮ウラン（濃縮度 [REDACTED]） [REDACTED] (U-235 量)

## 8-2-1-3 主要な核的制限値

### 8-2-1-3-1 高濃縮ウラン炉心

#### (1) 最大過剰反応度

固体減速炉心 0.35% Δk/k

軽水減速炉心 0.50% Δk/k

#### (2) 反応度温度係数

固体減速炉心  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$  以下

軽水減速炉心  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$  以下



### (3) 減速材対燃料の割合

#### (i) 固体減速炉心

ポリエチレン減速の場合：

H/U-235 の原子数比  $4.0 \times 10^2$  以下

黒鉛減速の場合：

C/U-235 の原子数比  $1.6 \times 10^4$  以下

#### (ii) 軽水減速炉心

H/U-235 の原子数比  $4.0 \times 10^2$  以下

### (4) 代表的炉心構成





添付書類 ~~40~~ 上の運転時の異常な過渡変化、及び設計基準事故の解析に使用する炉心を整理するために代表的な炉心構成を評価する。各炉心は、高濃縮ウラン炉心に関する燃料体の最大挿入量及び主要な核的制限値を満足し、臨界状態とすることができる炉心である。

#### (i) 固体減速炉心


固体減速炉心の組み方は、燃料を含んでいる部分が単一組成でできている単一炉心と、大部分の反応度を炉心の周辺領域に持たせて、内部に異なるスペクトルを持つテスト領域を構成するドライバ型炉心に分けられるが、炉心の動特性は、ドライバ領域の特性でほぼ決定されるため、ここでは、単一炉心を代表炉心として取り上げる。

単一の固体減速炉心としては、高濃縮ウランの挿入量を満足しつつ、H/U-235 の原子数比制限値の範囲内でのポリエチレン減速・ポリエチレン反射炉心、C/U-235 の原子数比制限値の範囲内での黒鉛減速・黒鉛反射炉心を選定した。なお、ポリエチレン減速・ポリエチレン反射炉心については、燃料体に濃縮ウランに加えて天然ウランを組合せて、実効的な濃縮度を下げた炉心についても選定した。ここで選定した炉心は、固体減速架台で構成することができる中性子エネルギースペクトル及び実効的濃縮度の範囲をほぼ全てカバーしている。

#### (ii) 軽水減速炉心

軽水減速炉心の組み方は、単一炉心と 2 分割炉心に分けられる。標準型燃料板用にはピッチ    の燃料板支持フレームがあるが、それ以外にも、H/U-235 の原子数比制限値の範囲内での炉心を選定した。なお、中間的な中性子エネルギースペクトルを持つピッチ  の炉心については、燃料集合体の列数を変化させた炉心についても選定した。

彎曲型燃料板は、燃料として炉心で用いないため、代表炉心としては評価しない。

2 分割炉心としては炉心間に軽水を持つ炉心を選定し、中間的な中性子エネルギースペクトルを持つピッチ  の炉心については、炉心間に重水を持つ炉心も選定した。

ここで選定した炉心は、軽水減速架台で構成することができる中性子エネルギースペクトルの範囲をほぼ全てカバーしている。

## (5) 臨界計算

臨界計算は、日本原子力研究所（現、日本原子力研究開発機構）が開発した SRAC コードシステム<sup>1)</sup>を使用する。SRAC は、詳細群（107 群）断面積ライブラリと複数の核計算モジュールから構成されるコードシステムであり、熱中性子炉の核設計、解析のために開発された。パブリックライブラリとしては、JENDL-4.0<sup>2)</sup>に基づくライブラリを使用する。

### (i) 断面積の作成

衝突確率法計算モジュール（PIJ）により、詳細群断面積を用いた 1 次元及び 2 次元の格子計算を行う。この結果得られた中性子束を用いて、20 群に縮約した実効巨視的断面積を作成する。

### (ii) 実効増倍率の計算

上記で求めた 20 群の実効巨視的断面積を用いて、拡散計算モジュール（CITATION）による 3 次元炉心計算を行い、実効増倍率の計算を行い、臨界量等を求める。

結果は、第 8-2-2 表及び第 8-2-3 表に示すとおりである。

第 8-2-2 表 代表的炉心の臨界量（固体減速炉心）（高濃縮ウラン炉心）

炉心名称 <sup>a</sup>	H/U-235 (-) 又は G/U-235 (-)	U-235 (kg)	$\beta_{\text{eff}} (-)^b$	$\ell (s)^b$
E3. 7P	■	■	$7.58 \times 10^{-3}$	$5.06 \times 10^{-5}$
E3P	■	■	$7.66 \times 10^{-3}$	$4.66 \times 10^{-5}$
E2P	■	■	$7.75 \times 10^{-3}$	$4.15 \times 10^{-5}$
E1P	■	■	$7.82 \times 10^{-3}$	$3.47 \times 10^{-5}$
EE1P	■	■	$7.80 \times 10^{-3}$	$3.05 \times 10^{-5}$
EEE1P	■	■	$7.72 \times 10^{-3}$	$3.05 \times 10^{-5}$
EN3P	■	■	$7.55 \times 10^{-3}$	$4.13 \times 10^{-5}$
ENN3P	■	■	$7.55 \times 10^{-3}$	$3.68 \times 10^{-5}$
ENNN3P	■	■	$7.55 \times 10^{-3}$	$3.35 \times 10^{-5}$
EEN1P	■	■	$7.65 \times 10^{-3}$	$2.52 \times 10^{-5}$
EN1P	■	■	$7.66 \times 10^{-3}$	$2.66 \times 10^{-5}$
ENN1P	■	■	$7.62 \times 10^{-3}$	$2.20 \times 10^{-5}$
E1. 5G	■	■	$7.05 \times 10^{-3}$	$3.40 \times 10^{-4}$
E1. 5G	■	■	$7.06 \times 10^{-3}$	$3.38 \times 10^{-4}$
E0. 5G	■	■	$7.10 \times 10^{-3}$	$2.49 \times 10^{-4}$
E3G	■	■	$7.00 \times 10^{-3}$	$3.83 \times 10^{-4}$

a 炉心名称について

- ・ 燃料を構成する最小単位のセルの構成を炉心名称とする
- ・ E は高濃縮燃料板 (■)、N は天然ウラン板 (■)
- ・ E 又は N が繰り返されると重ねることを表す (EE は高濃縮燃料板を 2 枚重ねる)
- ・ 末尾が P の時はポリエチレン、G は黒鉛を減速材として用いる
- ・ 数値は減速材の厚さで、ポリエチレン減速材のときは ■ (例えば 3 のときは ■)、黒鉛減速材のときは ■

b 定数について

- ・  $\beta_{\text{eff}}$  実効遅発中性子割合
- ・  $\ell$  中性子寿命

第 8-2-3 表 代表的炉心の臨界量（軽水減速炉心）（高濃縮ウラン炉心）

炉心名称 <sup>a</sup>	列	H/U-235 (-)	U-235 (kg)	$\beta_{\text{eff}} (-)$ <sup>b</sup>	$\ell$ (s) <sup>b</sup>
C35G0	3	■	■	$7.64 \times 10^{-3}$	$5.46 \times 10^{-5}$
C35G0	4	■	■	$7.67 \times 10^{-3}$	$5.27 \times 10^{-5}$
C35G0	5	■	■	$7.68 \times 10^{-3}$	$5.26 \times 10^{-5}$
C35G0	6	■	■	$7.67 \times 10^{-3}$	$5.30 \times 10^{-5}$
C35G (2H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.61 \times 10^{-3}$	$5.68 \times 10^{-5}$
C35G (5H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.48 \times 10^{-3}$	$6.24 \times 10^{-5}$
C35G (10H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.55 \times 10^{-3}$	$5.80 \times 10^{-5}$
C35G (15H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.63 \times 10^{-3}$	$5.44 \times 10^{-5}$
C35G (5D <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.50 \times 10^{-3}$	$6.73 \times 10^{-5}$
C35G (10D <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.44 \times 10^{-3}$	$8.60 \times 10^{-5}$
C35G (15D <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.43 \times 10^{-3}$	$1.03 \times 10^{-4}$
C35G (20D <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.44 \times 10^{-3}$	$1.16 \times 10^{-4}$
C35G (30D <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.48 \times 10^{-3}$	$1.24 \times 10^{-4}$
C30G0	3	■	■	$7.65 \times 10^{-3}$	$5.20 \times 10^{-5}$
C30G0	5	■	■	$7.69 \times 10^{-3}$	$4.95 \times 10^{-5}$
C30G (2H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.64 \times 10^{-3}$	$5.34 \times 10^{-5}$
C30G (5H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.50 \times 10^{-3}$	$5.97 \times 10^{-5}$
C30G (10H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.57 \times 10^{-3}$	$5.52 \times 10^{-5}$
C30G (15H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.65 \times 10^{-3}$	$5.14 \times 10^{-5}$
C45G0	3	■	■	$7.65 \times 10^{-3}$	$5.20 \times 10^{-5}$
C45G0	5	■	■	$7.69 \times 10^{-3}$	$4.95 \times 10^{-5}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.42 \times 10^{-3}$	$6.72 \times 10^{-5}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.50 \times 10^{-3}$	$6.30 \times 10^{-5}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.57 \times 10^{-3}$	$6.02 \times 10^{-5}$
C20G0	5	■	■	$7.62 \times 10^{-3}$	$4.33 \times 10^{-5}$
C25G0	5	■	■	$7.68 \times 10^{-3}$	$4.64 \times 10^{-5}$
C60G0	5	■	■	$7.48 \times 10^{-3}$	$6.66 \times 10^{-5}$

a 炉心名称について

- ・ C の後の数値は燃料板ピッチ（35 は ■■■■■）
- ・ G の後に括弧があるときは 2 分割炉心で、括弧内の数値は炉心間距離を cm 単位で示し、その後に炉心間の物質名を示す
- ・ G の後の数値が 0 のときは単一炉心

b 定数について

- ・  $\beta_{\text{eff}}$  実効遅発中性子割合
- ・  $\ell$  中性子寿命

### 8-2-1-3-2 低濃縮ウラン炉心

(1) 最大過剰反応度

固体減速炉心 0.35% $\Delta k/k$

軽水減速炉心 0.50% $\Delta k/k$

(2) 反応度温度係数

固体減速炉心  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 以下

軽水減速炉心  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 以下

(3) 減速材対燃料の割合

(i) 固体減速炉心

H/U-235 の原子数比  $4.0 \times 10^2$  以下

(ii) 軽水減速炉心

H/U-235 の原子数比  $4.0 \times 10^2$  以下

(4) 代表的炉心構成

添付書類 40 上の運転時の異常な過渡変化、及び設計基準事故の解析に使用する炉心を整理するために代表的な炉心構成を評価する。各炉心は、低濃縮ウラン炉心に関する燃料体の最大挿入量及び主要な核的制限値を満足し、臨界状態とすることができる炉心である。

(i) 固体減速炉心

固体減速炉心の組み方は、燃料を含んでいる部分が単一組成でできている単一炉心に限定し、代表炉心として取り上げる。

単一の固体減速炉心としては、低濃縮ウランの挿入量を満足しつつ、角板とポリエチレン板の組み合わせの範囲は、角板 [ ] と [ ] ポリエチレン板の組み合わせ (H/U-235 の原子数比の最も大きなもの) から、角板 [ ] と [ ] ポリエチレン板の組み合わせ (H/U-235 の原子数比の最も小さなもの) までとした。なお、天然ウラン、トリウム、減速材及び反射材としての黒鉛は使用しない。また、低濃縮ウランを用いる燃料集合体を構成する場合、角板とポリエチレン板が組み合わせられる領域の高さは [ ] とするとともに、上部及び下部に [ ] 以上のポリエチレン反射材を装填した。ただし、過剰反応度は、制限値の 0.35% $\Delta k/k$  とし、その調整のための燃料集合体には、それが [ ] となるものも 2 体までは使用してもよいこととしたが、制御棒に隣接して配置しなかった。さらに、低濃縮ウランの燃料要素を含む固体減速炉心の周囲には、3 層以上のポリエチレン反射体を装荷し (ただし、検出器等の挿入のためにポリエチレン反射体が装荷できない場合を除く)、炉心に対して、水平方向に線対称となるように制御棒を配置した。ここで選定した炉心は、固体減速架台で構成することができる中性子エネルギースペクトルを全てカバーしている。選択した代表炉心の炉心配置を第 8-2-1 図及び第 8-2-2 図に示す。

(ii) 軽水減速炉心

軽水減速炉心の組み方は、単一炉心と 2 分割炉心に分けられる。低濃縮ウランの燃料要素を含む軽水減速炉心用燃料集合体において、標準型燃料板装填ピッチは [ ]、 [ ]、 [ ] 及び [ ] の 4 種類とし、炉心は、1 種類の標準型燃料板装填ピッチの

燃料集合体により構成した。また、低濃縮ウランの燃料要素を含む 2 分割軽水減速炉心は、           又は            の標準型燃料板装填ピッチの燃料集合体により構成した。また、炉心は、4 列又は 5 列に燃料集合体を配列して構成した。ただし、           の標準型燃料板装填ピッチの燃料集合体から構成される 2 分割炉心については 4 列のみとした。このとき、過剰反応度は、制限値の  $0.5\% \Delta k/k$  となるよう、各列の標準型燃料板の装填枚数の総数の差異は 2 枚以内となるようにし、重水は反射材として用いなかった。さらに、2 分割軽水減速炉心において、燃料集合体は分割面に対して対称に配置し、分割幅は 15cm 以下とした。加えて、低濃縮ウランの燃料要素を含む軽水減速炉心に対して、水平方向に線対称となるように制御棒を配置した。ただし、2 分割炉心においては、分割面の中心点に対して点对称となるように配置しても良いとした。ここで選定した炉心は、軽水減速架台で構成することができる中性子エネルギースペクトルの範囲を全てカバーしている。選択した代表炉心の炉心配置を第 8-2-3 図～第 8-2-5 図に示す。

#### (5) 臨界計算

臨界計算は、日本原子力研究所（現、日本原子力研究開発機構）が開発した SRAC コードシステム<sup>1)</sup>を使用する。SRAC は、詳細群（107 群）断面積ライブラリと複数の核計算モジュールから構成されるコードシステムであり、熱中性子炉の核設計、解析のために開発された。パブリックライブラリとしては、JENDL-4.0<sup>2)</sup>に基づくライブラリを使用する。

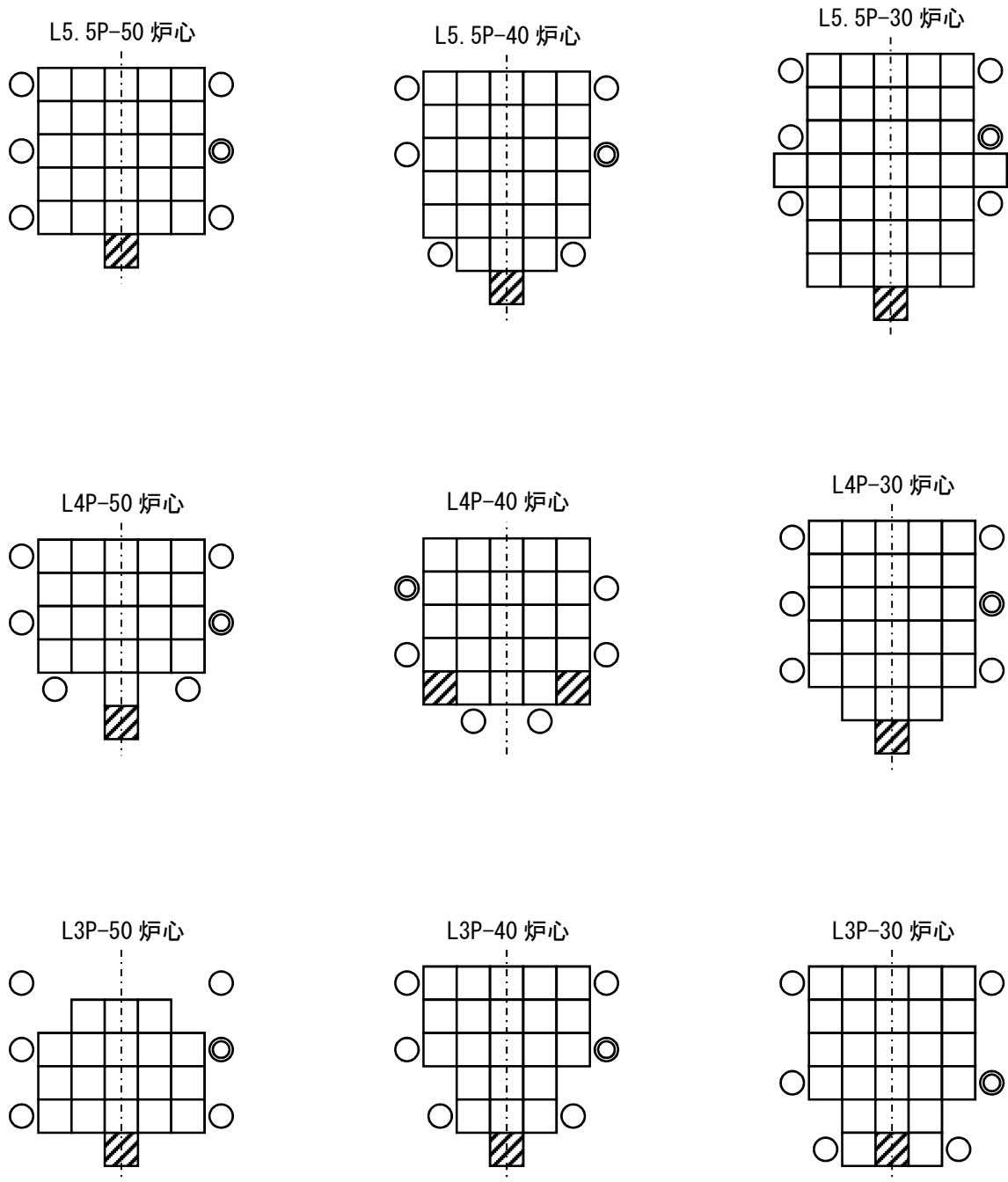
##### (i) 断面積の作成

衝突確率法計算モジュール (PIJ) により、詳細群断面積を用いた 1 次元及び 2 次元の格子計算を行う。この結果得られた中性子束を用いて、20 群に縮約した実効巨視的断面積を作成する。

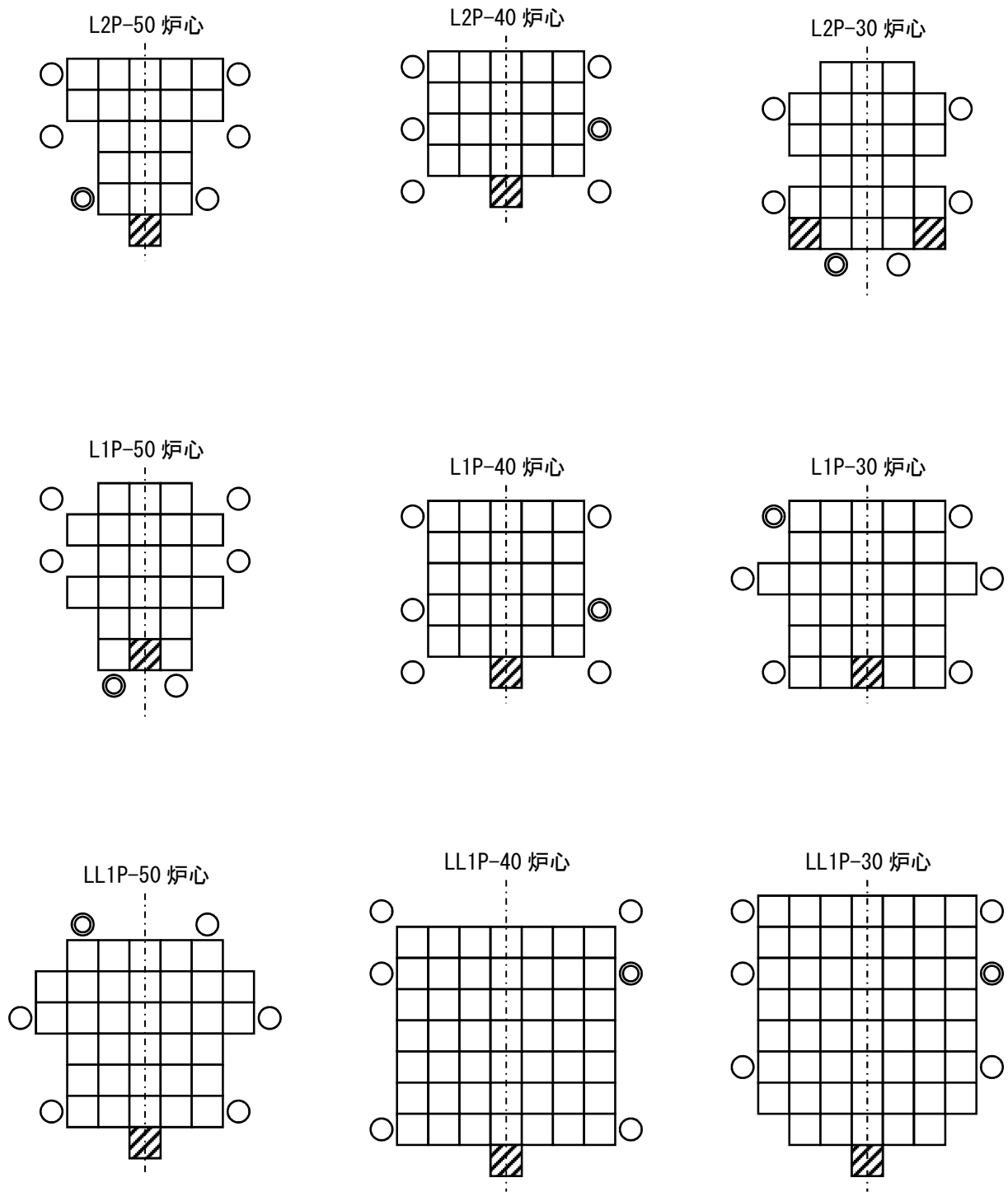
##### (ii) 実効増倍率の計算

上記で求めた 20 群の実効巨視的断面積を用いて、拡散計算モジュール (CITATION) による 3 次元炉心計算を行い、実効増倍率の計算を行い、臨界量等を求める。

結果は、第 8-2-4 表及び第 8-2-5 表に示すとおりである。

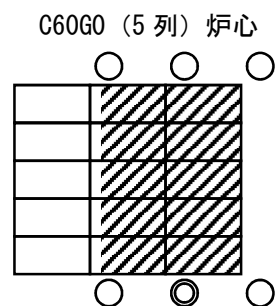
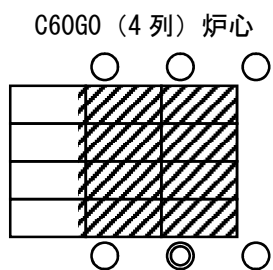
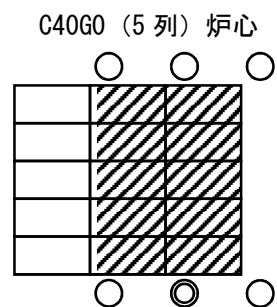
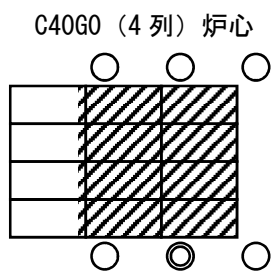
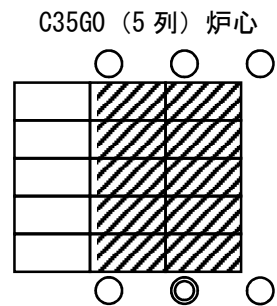
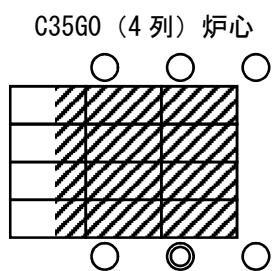
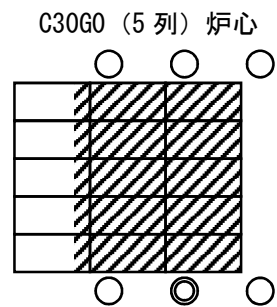
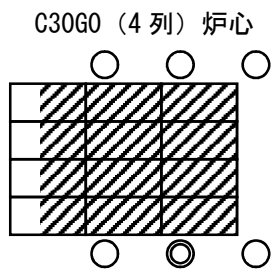


第 8-2-1 図 固体減速炉心の代表炉心配置図 (1/2) (L5.5P、L4P、L3P)  
 (斜線の燃料集合体は過剰反応度調整用、丸は制御棒、二重丸は反応度が最大となる制御棒)



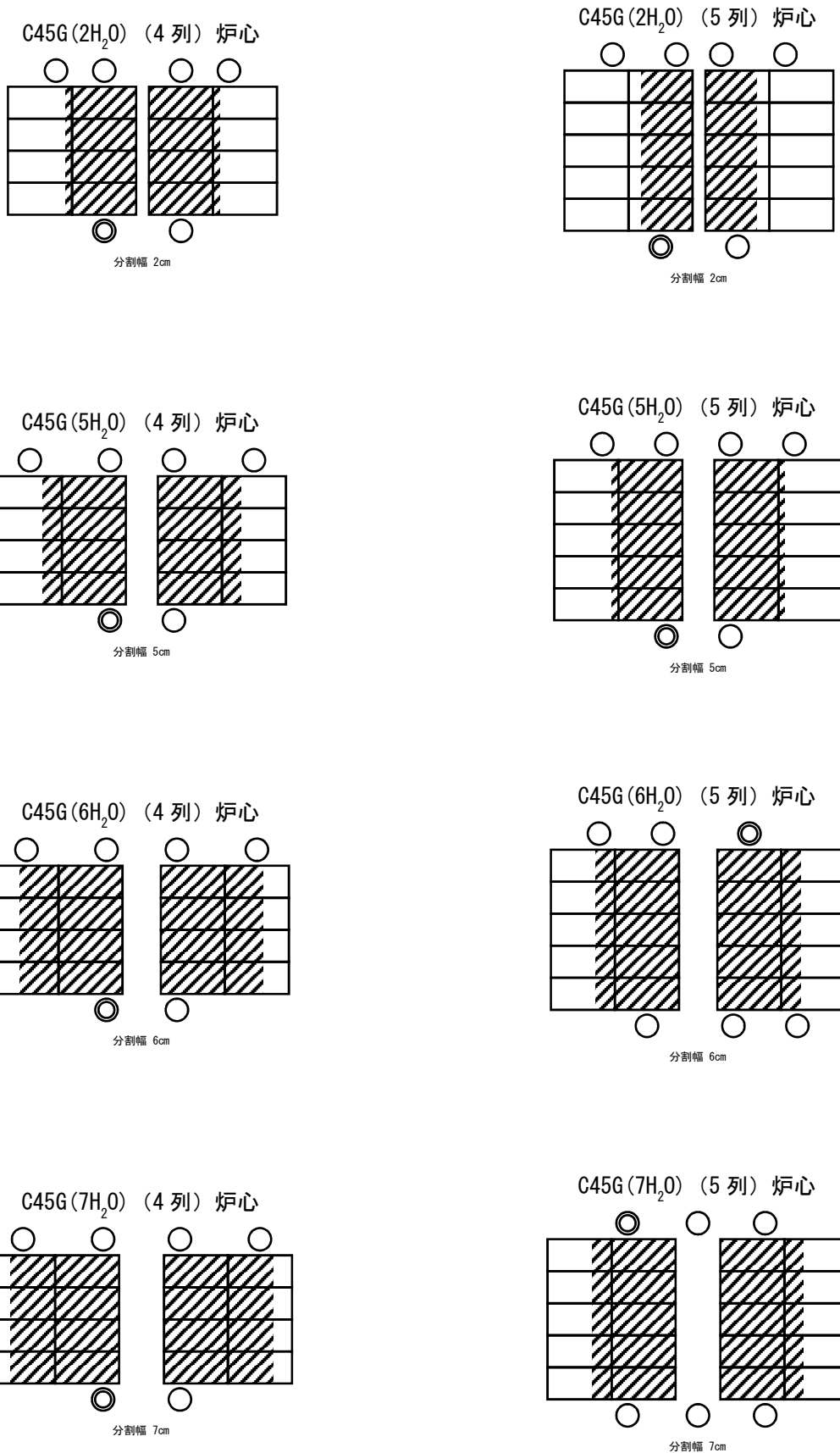
第 8-2-2 図 固体減速炉心の代表炉心配置図 (2/2) (L2P、L1P、LL1P)



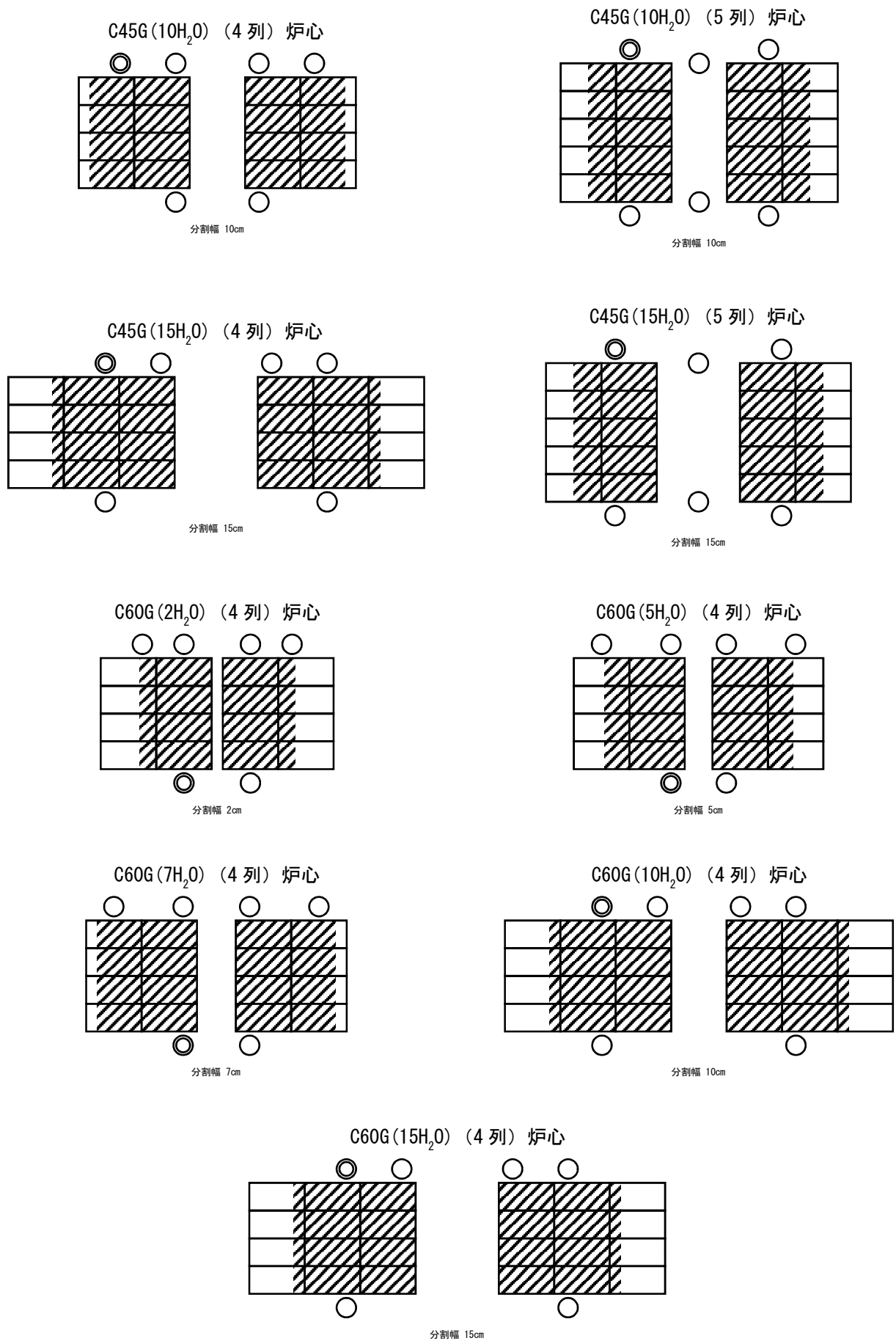


第 8-2-3 図 軽水減速炉心の代表炉心配置図 (1/3)

(網掛は燃料要素装填領域、丸は制御棒、二重丸は反応度が最大となる制御棒)



第 8-2-4 図 軽水減速炉心の代表炉心配置図 (2/3)



第 8-2-5 図 軽水減速炉心の代表炉心配置図 (3/3)

第 8-2-4 表 代表的炉心の臨界量（固体減速炉心）（低濃縮ウラン炉心）

炉心名称 <sup>a</sup>	H/ <sup>235</sup> U (-)	U-235 (kg)	$\beta_{\text{eff}}$ (-) <sup>b</sup>	$\ell$ (s) <sup>b</sup>	温度係数 <sup>c</sup> ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )
L5. 5P-50	■	■	$7.46 \times 10^{-3}$	$5.18 \times 10^{-5}$	$-1.05 \times 10^{-4}$
L5. 5P-40		■	$7.46 \times 10^{-3}$	$5.15 \times 10^{-5}$	$-1.00 \times 10^{-4}$
L5. 5P-30		■	$7.46 \times 10^{-3}$	$5.17 \times 10^{-5}$	$-9.47 \times 10^{-5}$
L4P-50	■	■	$7.55 \times 10^{-3}$	$4.59 \times 10^{-5}$	$-9.98 \times 10^{-5}$
L4P-40		■	$7.59 \times 10^{-3}$	$4.45 \times 10^{-5}$	$-8.81 \times 10^{-5}$
L4P-30		■	$7.59 \times 10^{-3}$	$4.42 \times 10^{-5}$	$-8.49 \times 10^{-5}$
L3P-50	■	■	$7.64 \times 10^{-3}$	$4.02 \times 10^{-5}$	$-9.65 \times 10^{-5}$
L3P-40		■	$7.65 \times 10^{-3}$	$3.99 \times 10^{-5}$	$-8.45 \times 10^{-5}$
L3P-30		■	$7.66 \times 10^{-3}$	$3.96 \times 10^{-5}$	$-7.81 \times 10^{-5}$
L2P-50	■	■	$7.69 \times 10^{-3}$	$3.56 \times 10^{-5}$	$-7.28 \times 10^{-5}$
L2P-40		■	$7.72 \times 10^{-3}$	$3.42 \times 10^{-5}$	$-6.95 \times 10^{-5}$
L2P-30		■	$7.70 \times 10^{-3}$	$3.53 \times 10^{-5}$	$-6.47 \times 10^{-5}$
L1P-50	■	■	$7.68 \times 10^{-3}$	$3.11 \times 10^{-5}$	$-5.44 \times 10^{-5}$
L1P-40		■	$7.73 \times 10^{-3}$	$2.84 \times 10^{-5}$	$-5.06 \times 10^{-5}$
L1P-30		■	$7.72 \times 10^{-3}$	$2.92 \times 10^{-5}$	$-4.69 \times 10^{-5}$
LL1P-50	■	■	$7.66 \times 10^{-3}$	$2.70 \times 10^{-5}$	$-3.18 \times 10^{-5}$
LL1P-40		■	$7.69 \times 10^{-3}$	$2.55 \times 10^{-5}$	$-3.07 \times 10^{-5}$
LL1P-30		■	$7.68 \times 10^{-3}$	$2.59 \times 10^{-5}$	$-2.45 \times 10^{-5}$

a 炉心名称の前方は燃料を構成する最小単位セル

- ・ L は低濃縮燃料板 (■)、L が繰り返されると重ねることを表す (L は低濃縮燃料板 1 枚、LL は低濃縮燃料板を 2 枚重ねる)
- ・ 末尾が P はポリエチレンを減速材として用いる
- ・ 数値は減速材の厚さで ■ のポリエチレンの厚さ (例えば 3 のときは ■)
- ・ ハイフンの後の数値は ■

b 定数について

- ・  $\beta_{\text{eff}}$  : 実効遅発中性子割合
- ・  $\ell$  : 中性子平均寿命

c 反応度温度係数は温度を 25°C から 35°C に変化させたときの実効増倍率の変化から求めた

第 8-2-5 表 代表的炉心の臨界量（軽水減速炉心）（低濃縮ウラン炉心）

炉心名称 <sup>a</sup>	列	H/ <sup>235</sup> U (-)	U-235 (kg)	$\beta_{\text{eff}}$ (-) <sup>b</sup>	$\ell$ (s) <sup>b</sup>	温度係数 <sup>c</sup> ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )
C30G0	4	■	■	$7.65 \times 10^{-3}$	$3.85 \times 10^{-5}$	$-6.61 \times 10^{-5}$
	5		■	$7.65 \times 10^{-3}$	$3.82 \times 10^{-5}$	$-6.58 \times 10^{-5}$
C35G0	4	■	■	$7.67 \times 10^{-3}$	$4.09 \times 10^{-5}$	$-7.10 \times 10^{-5}$
	5		■	$7.66 \times 10^{-3}$	$4.10 \times 10^{-5}$	$-7.07 \times 10^{-5}$
C45G0	4	■	■	$7.64 \times 10^{-3}$	$4.58 \times 10^{-5}$	$-9.16 \times 10^{-5}$
	5		■	$7.64 \times 10^{-3}$	$4.60 \times 10^{-5}$	$-8.88 \times 10^{-5}$
C60G0	4	■	■	$7.58 \times 10^{-3}$	$5.22 \times 10^{-5}$	$-7.11 \times 10^{-5}$
	5		■	$7.58 \times 10^{-3}$	$5.23 \times 10^{-5}$	$-7.02 \times 10^{-5}$
C45G(2H <sub>2</sub> O)	4	■	■	$7.59 \times 10^{-3}$	$4.96 \times 10^{-5}$	$-7.01 \times 10^{-5}$
C45G(5H <sub>2</sub> O)			■	$7.48 \times 10^{-3}$	$5.45 \times 10^{-5}$	$-2.58 \times 10^{-6}$
C45G(6H <sub>2</sub> O)			■	$7.48 \times 10^{-3}$	$5.42 \times 10^{-5}$	$2.24 \times 10^{-6}$
C45G(7H <sub>2</sub> O)			■	$7.49 \times 10^{-3}$	$5.33 \times 10^{-5}$	$-3.66 \times 10^{-6}$
C45G(10H <sub>2</sub> O)			■	$7.55 \times 10^{-3}$	$5.01 \times 10^{-5}$	$-3.45 \times 10^{-5}$
C45G(15H <sub>2</sub> O)			■	$7.61 \times 10^{-3}$	$4.72 \times 10^{-5}$	$-7.10 \times 10^{-5}$
C45G(2H <sub>2</sub> O)	5	■	■	$7.58 \times 10^{-3}$	$5.04 \times 10^{-5}$	$-6.36 \times 10^{-5}$
C45G(5H <sub>2</sub> O)			■	$7.44 \times 10^{-3}$	$5.66 \times 10^{-5}$	$4.06 \times 10^{-5}$
C45G(6H <sub>2</sub> O)			■	$7.43 \times 10^{-3}$	$5.66 \times 10^{-5}$	$4.64 \times 10^{-5}$
C45G(7H <sub>2</sub> O)			■	$7.44 \times 10^{-3}$	$5.58 \times 10^{-5}$	$2.69 \times 10^{-5}$
C45G(10H <sub>2</sub> O)			■	$7.51 \times 10^{-3}$	$5.20 \times 10^{-5}$	$-9.78 \times 10^{-6}$
C45G(15H <sub>2</sub> O)			■	$7.59 \times 10^{-3}$	$4.81 \times 10^{-5}$	$-5.90 \times 10^{-5}$
C60G(2H <sub>2</sub> O)	4	■	■	$7.52 \times 10^{-3}$	$5.59 \times 10^{-5}$	$-4.69 \times 10^{-5}$
C60G(5H <sub>2</sub> O)			■	$7.43 \times 10^{-3}$	$5.95 \times 10^{-5}$	$-5.94 \times 10^{-6}$
C60G(7H <sub>2</sub> O)			■	$7.45 \times 10^{-3}$	$5.82 \times 10^{-5}$	$-2.55 \times 10^{-6}$
C60G(10H <sub>2</sub> O)			■	$7.51 \times 10^{-3}$	$5.55 \times 10^{-5}$	$-2.80 \times 10^{-5}$
C60G(15H <sub>2</sub> O)			■	$7.56 \times 10^{-3}$	$5.33 \times 10^{-5}$	$-5.09 \times 10^{-5}$

**a** 炉心名称について

・ G の後の数値は燃料板ピッチ (■)

・ G の後に括弧があるときは 2 分割炉心で、括弧内の数値は炉心間距離を cm 単位で示し、その後に炉心間の物質名を示す

・ G の後の数値が 0 のときは単一炉心

**ab** 定数について

・  $\beta_{\text{eff}}$  実効遅発中性子割合

・  $\ell$  中性子平均寿命

**bc** 反応度温度係数は温度を 25°C から 35°C に変化させたときの実効増倍率の変化から算出。温度係数が正になる場合については下線を付した



ポリエチレン板が組み合わされる領域の高さは、██████████とする。ただし、過剰反応度調整のための燃料集合体では、それが██████████となるものも2体までは使用してもよいが、制御棒に隣接して配置しない。

- (7) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて固体減速炉心用燃料集合体を構成する場合、角板とポリエチレン板が組み合わされる領域の上部及び下部には██████████以上のポリエチレン反射材を装填する。
- (8) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて固体減速炉心を構築する場合、炉心は、1種類のH/U-235の原子数比の燃料集合体のみを使用する単一炉心とする。
- (9) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて固体減速炉心を構築する場合、炉心周囲には、3層以上のポリエチレン反射体を装荷する。ただし、検出器等の挿入のためにポリエチレン反射体が装荷できない場合を除く。
- (10) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて固体減速炉心を構築する場合、天然ウラン及びトリウムの燃料要素は使用しない。また、黒鉛は、減速材及び反射材として使用しない。
- (11) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて固体減速炉心を構築する場合、炉心に対して水平方向に線対称となるように制御棒を配置する。
- (12) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心用燃料集合体を構成する場合、支持フレームへの標準型燃料板装填ピッチは、██████████、██████████、██████████及び██████████の4種類とする。
- (13) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心を構築する場合、炉心は、1種類の標準型燃料板装填ピッチの燃料集合体のみを使用する。
- (14) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて2分割軽水減速炉心を構築する場合、██████████又は██████████の標準型燃料板装填ピッチの燃料集合体のみを使用する。
- (15) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心を構築する場合、燃料集合体は、4列又は5列に配列する。ただし、██████████の標準型燃料板装填ピッチの燃料集合体を使用する2分割炉心については、4列のみとする。
- (16) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて2分割軽水減速炉心を構築する場合、燃料集合体は、分割面に対して対称に配置する。分割幅は、15cm以下とする。
- (17) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心を構築する場合、各列の標準型燃料板の装填枚数の総数の差異は、2枚以内とする。
- (18) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心を構築する場合、重水は、反射材として使用しない。
- (19) 低濃縮ウランの燃料要素を用いて軽水減速炉心を構築する場合、炉心に対して水平方向に線対称となるように制御棒を配置する。ただし、2分割炉心においては、分割面の中心点に対して点对称となるように制御棒を配置しても良いこととする。

## 8-2-2 燃料体

### 8-2-2-1 燃料材の種類

#### 8-2-2-1-1 高濃縮ウラン炉心

固体減速炉心用

ウランアルミニウム合金 (U-Al) (角板)

濃縮度 █████

軽水減速炉心用

ウランアルミニウム合金 (U-Al) (標準型燃料板、彎曲型燃料板)

濃縮度 █████

ウランアルミニウム分散型合金 (UAl<sub>x</sub>-Al) (彎曲型燃料板)

濃縮度 █████

この他、試験用として炉心の一部に次のものを使用する。

天然金属ウラン

金属トリウム

酸化トリウム

#### 8-2-2-1-2 低濃縮ウラン炉心

固体減速炉心用

ウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料 (U7Mo-Al) (角板)

(ウランモリブデンの主成分は U7Mo とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)

濃縮度 █████

軽水減速炉心用

ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材 (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al) (標準型燃料板)

(ウランシリサイドの主成分は U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> とし、ウランを █████ の割合でアルミニウム中に分散させたものとする)

濃縮度 █████

### 8-2-2-2 被覆材の種類

#### 8-2-2-2-1 高濃縮ウラン炉心

固体減速炉心用

濃縮度 █████ 耐放射線性プラスチック (厚さ約 0.015mm)

軽水減速炉心用

濃縮度 █████ アルミニウム (厚さ約 0.5mm)



## 8-2-2-2-2 低濃縮ウラン炉心

### 固体減速炉心用

濃縮度■■■■ 耐食性アルミニウム（厚さ約 0.4mm）

### 軽水減速炉心用

濃縮度■■■■ 耐食性アルミニウム（厚さ約 0.5mm）

## 8-2-2-3 燃料要素の構造

### 8-2-2-3-1 高濃縮ウラン炉心

#### (1) 固体減速炉心用

##### ■■■■濃縮ウラン燃料

燃料要素（角板）は、U-Al 合金の角板に耐放射線性プラスチックを被覆したもので、大きさは■■■■で、その内に含まれる U-235 量は、■■■■である。

また、天然ウラン及びトリウム角板は、■■■■で厚さは■■■■である。

なお、高濃縮ウランの燃料要素と低濃縮ウランの燃料要素を同時に炉心で用いないこととする。

#### (2) 軽水減速炉心用

##### ■■■■濃縮ウラン燃料（標準型燃料板、彎曲型燃料板）

燃料要素は、U-Al 合金を芯材とし、これを額縁状に打抜いたアルミニウム板にはめ込み、上下をアルミニウム板でサンドイッチ状にした後、圧延成型するもので、十分な機械的強度を有するとともに、核分裂生成物の封じ込めにも十分な能力を有している。

##### ■■■■濃縮ウラン燃料（彎曲型燃料板）

燃料要素の芯材は、高濃縮ウランの燃料要素の芯材を  $UAl_x-Al$  に置換したものである。被覆材は高濃縮ウランの燃料要素と同じアルミニウムであり、十分な機械的強度を有するとともに、核分裂生成物の封じ込めにも十分な能力を有している。

### 標準型燃料板

■■■■これは被覆を含む大きさで、芯材部の寸法は■■■■  
■■■■である。この内に含まれる U-235 量は、■■■■である。）

■■■■濃縮ウランについて芯材の U/Al 比が■■■■のとき U-235 量は■■■■に相当するが、必要に応じてこの比が■■■■のものも使用する。

これらは、刻印等によって識別できるようにする。

なお、高濃縮ウランの燃料要素と低濃縮ウランの燃料要素を同時に炉心で用いないこととする。

### 彎曲型燃料板

■■■■これは被覆を含む大きさで、芯材部の寸法は■■■■  
■■■■である。この内に含まれる U-235 量は■■■■であ

る。)

これらは、刻印等によって識別できるようにする。芯材の U/AI 比は、濃縮ウランの場合で、濃縮ウランの場合である。このため、濃縮度の異なる燃料板については形状等により識別できるようにする。

なお、彎曲型燃料板は燃料として炉心で用いないこととする。

#### 8-2-2-3-2 低濃縮ウラン炉心

##### (1) 固体減速炉心用

###### 濃縮ウラン燃料

燃料要素（角板）は、ウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料材（U7Mo）をアルミニウムで被覆したもので、大きさはで、ウラン芯材の大きさはで、その内に含まれる U-235 量はである。U7Mo は核分裂生成物の封じ込めにも十分な能力を有している<sup>4)</sup>。

なお、低濃縮ウランの燃料要素と高濃縮ウランの燃料要素を同時に炉心で用いないこととする。

##### (2) 軽水減速炉心用

###### 濃縮ウラン燃料（標準型燃料板）

燃料要素の芯材は、ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料で、被覆材は耐食性アルミニウムであり、十分な機械的強度を有するとともに、核分裂生成物の封じ込めにも十分な能力を有している。

###### 標準型燃料板

これは被覆を含む大きさで、芯材部の寸法はである。この内に含まれる U-235 量は、である。）

なお、低濃縮ウランの燃料要素と約高濃縮ウランの燃料要素を同時に炉心で用いないこととする。

#### 8-2-2-4 燃料集合体の構造

##### (1) 固体減速炉心用

断面、有効長さのアルミニウム製のさや管の中へ、燃料要素（角板）を減速材板等とともに重ねて納める。

##### (2) 軽水減速炉心用

外形寸法がの標準型燃料板支持フレームの溝に標準型燃料板をはめ込む構造とする。溝のピッチの代表的なものは、  
、  
、  
の3通りであるが、それ以外にも H/U-235 の原子数比制限値の範囲内で使用可能である。また、フレームの側板に照射物等を取り付けるための溝を付けたものも利用可能である。

各種フレームは、アルミニウムを主材料とする。

#### 8-2-2-5 最高燃焼度

最大積算出力を月間 100Wh、年間 1kWh に制限しているため、燃焼度については特定の制限を設けない。

### 8-2-3 減速材及び反射材の種類

#### 8-2-3-1 高濃縮ウラン炉心

固体減速架台においては、減速材及び反射材として黒鉛又はポリエチレンを用いる。黒鉛及びポリエチレンの形状は、燃料角板に準じるが、厚さは [ ] の整数倍のものを原則とする。軽水減速架台においては、減速材として軽水を用いる。反射材としては主に軽水を用いるが、重水を用いることができる。

重水を用いる場合は、あらかじめ定めた量をアルミニウム製の重水タンクに封入し、炉心格子板又は 2 分割された炉心間隙に設置してタンクが浮上しないように固定して用いる。また、重水のレベルが設定値以下では、給水できないよう給水インターロックを設ける。

#### 8-2-3-2 低濃縮ウラン炉心

固体減速架台においては、減速材及び反射材としてポリエチレンを用い、黒鉛は用いない。ポリエチレンの形状は、燃料角板に準じるが、厚さは [ ] の整数倍のものを原則とする。軽水減速架台においては、減速材及び反射材として軽水を用い、反射材として重水は用いない。

### 8-2-4 原子炉容器

#### 8-2-4-1 構造

##### (1) 固体減速架台

該当事項なし

##### (2) 軽水減速架台

炉心を納める炉心タンクは、アルミニウム製円筒開放型タンクで、炉室床面に設けられた架台支持構造上に据付けられる。タンクの主要寸法は、直径 [ ]、高さ [ ] で、給排水管、バイパスドレイン管、実験孔、照射設備模擬配管等が設けられる。

#### 8-2-4-2 最高使用圧力及び最高使用温度

最高使用圧力 常圧

最高使用温度 90°C

### 8-2-5 放射線遮蔽体の構造

炉室の外周壁は、壁外周表面の線量率を  $2.5 \mu\text{Sv/h}$  以下にするため、床面より [ ] の高さまでは厚さ [ ]、 [ ] までは厚さ [ ]、 [ ] では厚さ [ ] の普通コンクリートと

する。天井は厚さ■■■■の12角錐である。これにより、壁外周表面の直接線及びスカイシャイン線の線量率を $2.5\mu\text{Sv/h}$ 以下に抑える。また、研究所敷地周辺における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率を空気カーマ換算で年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下にする。

各架台室及び加速器室間は、厚さ■■■■、高さ■■■■の普通コンクリート壁で仕切られ、運転中の架台入口は厚さ■■■■の鉄板製可動遮蔽によって仕切られることにより、他の架台室等の空間線量率を低くおさえる。

#### 8-2-6 その他の主要な事項

##### 起動用中性子源

起動用中性子源として Am-Be を使用する。中性子源格納容器を炉室に設け、炉心の任意の位置へ遠隔駆動装置により挿入、若しくは引抜きを行う。

### 8-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

臨界集合体棟の■■■■の燃料室を設け、その中に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設を設置する。

#### 8-3-1 核燃料物質取扱施設の構造

燃料を原子炉施設に搬入し、炉心に装荷するまで、及び燃料を炉心から取出し並びに原子炉施設から搬出するまでの取扱を行うことができる核燃料物質の取扱施設を設けるものとする。

~~核燃料物質の取扱施設として燃料室に燃料体の組立解体場所を設ける~~を設定し、核燃料物質の取扱設備として作業機を設ける。燃料体の組立及び解体は、全て作業員の手作業で行い、確実に把持して燃料体の落下を防止するものとする。組立解体場所では、同時に取扱うことのできる燃料要素枚数もしくは燃料集合体数を制限することで、臨界に達するおそれのないものとする。

なお、本原子炉施設は、低出力の炉であり、燃料の燃焼及び核分裂生成物の蓄積は無視しうるほど小さい。このため、崩壊熱の除去及び燃料の冷却は考慮しない。また、放射線に対する遮蔽能力については、作業状況に応じて適宜、鉛エプロンを着用する、あるいは仮設遮蔽を設けることで対応するものとする。燃料取扱場所に燃料室モニタを設け、放射線量が設定値を超えたときには現場及び制御室で警報を発する設計とする。

#### 8-3-2 核燃料物質貯蔵施設の構造及び貯蔵能力

燃料室に■■■■の棚をもつ燃料貯蔵棚を設け、バードケージに収納したウランの燃料要素を貯蔵する。固体減速炉心用のウランの燃料要素（角板）は、■■■■の1バードケージ/1ユニット方式で、U-235量にして■■■■を入れる。軽水減速炉心用のウランの燃料要素は、■■■■の1バードケージ/2ユニット方式で、U-235量にして■■■■

■を入れる。これは、TID-7016<sup>3)</sup>の Table 6 に示されている輸送用バードケージの U-235 の密度の未臨界限度の■に相当し、モンテカルロ計算コード MCNP<sup>5)</sup>による解析によっても、臨界に達するおそれはないことを確認している。燃料貯蔵棚には、全体としての燃料貯蔵棚の貯蔵量は、U-235 量にして■までである。そのうち、高濃縮ウランの燃料要素については、U-235 量にして■■である。トリウムの燃料要素は、トリウム貯蔵庫に貯蔵する。燃料室にトリウムは■まで貯蔵できる。また、燃料貯蔵棚及びトリウム貯蔵庫は、炉心から全ての燃料要素を取出し、貯蔵したとしても、十分に余裕のある容量を有するものとする。

バードケージは、物理的に収納可能な最大枚数までウランの燃料要素を収納し、かつ、その状態のバードケージが完全に水没した状態で無限に隣接、又はトリウム貯蔵庫に隣接しても臨界に達するおそれはない構造とする。バードケージは、作業員が手で、又はフォークリフトで操作する。トリウム貯蔵庫は、物理的に収納可能な最大量までトリウムの燃料要素を収納した場合においても、臨界に達するおそれがない構造とする。

なお、本原子炉施設は低出力の炉であり、燃料の燃焼及び核分裂生成物の蓄積は無視しうほど小さい。このため、崩壊熱の除去及び燃料の冷却は、考慮しない。また、作業中の放射線に対する遮蔽については、作業状況に応じて適宜、鉛エプロンを着用する、あるいは仮設遮蔽を設けることで対応するものとする。ウランの燃料要素は、バードケージに収納して保管する。バードケージは、燃料要素収納部の周りに枠が取り付けられており、バードケージ同士を隣接させた場合であっても、燃料要素収納部間に十分な隔離距離がとれる構造となっている。バードケージには、ウランの燃料要素の種類毎に収納可能な枚数を定め、かつ、反射材、減速材及びトリウム貯蔵庫と隔離して貯蔵することで、実効増倍率 $k_{\text{eff}} = 0.95$ 未満の未臨界を確実に担保するものとする。また、バードケージを納める燃料棚は、バードケージ毎に十分な隔離距離を設け、臨界に達するおそれのない配置とする。

固体減速炉心用燃料要素と軽水炉心用燃料要素は、同じバードケージに収納しないこととする。また、濃縮度が異なるウランの燃料要素は、同じバードケージに収納しないこととする。

トリウム貯蔵庫は、不燃性の材料を用いるとともに、内部に納めた燃料要素からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するよう設計する。また、トリウム貯蔵庫は、その健全性及び能力を確認するため、試験研究用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

#### 8-4 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

本装置には強制冷却のための施設は設けない。

#### 8-5 計測制御系統施設の構造及び設備

原子炉施設の状態等を監視及び測定するために、下記の要件を満足する計測制御系統施設を設ける。

- (1) 炉心及びこれ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は、炉心出力、放射線量率（炉室ガンマ線）及び炉心温度であり、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でき、監視できるものとする。

- (2) 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、炉心出力、放射線量率（炉室ガンマ線）及び炉心温度であり、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。

計測制御系統施設は、上記要求事項の他に、操作、点検及び保守等に当たっては、誤操作を防止するために、人間工学上の諸因子を考慮し、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により、原子炉施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できるよう留意されたものとする。

### 8-5-1 核計装設備

本装置の核計装は、3 架台のうち運転される 1 つの架台に対してのみ、中継箱の切替えによって、中性子検出器と核計装が接続され、制御可能となる。また、この接続が不完全であると、運転できないようなインターロックが設けられている。核計装系統図（本文参考図 1821）に示されるように、中性子検出器は、各架台固有に配置されている。中性子検出器の配置は、炉心内で可変である。核計装は、起動系 3 チャンネル、線型出力系、対数出力炉周期系、安全出力系各 1 チャンネルの独立した合計 6 チャンネルからなる。

#### 8-5-1-1 起動系

起動系は、主として起動時の中性子束を監視するもので、中性子検出器として核分裂計数管を使用する。中性子検出器の出力は、電流入力型線型増幅器を経て、対数計数率炉周期計に接続する。対数計数率炉周期計は、対数計数率計と炉周期計よりなる。対数計数率計の出力は、記録計に接続される。中性子計数率が 2cps より少ない時、制御棒引抜き阻止のインターロックが働くようになっている。一方、炉周期計からは、短い炉周期に対して炉周期トリップ信号が 2 アウトオブ 3 ロジックに送られ、3 チャンネル中 2 チャンネルが同時にトリップ信号を発生したとき、制御棒引抜き阻止のインターロックが働くようになっている。

#### 8-5-1-2 線型出力系

線型出力系は、起動から通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される出力範囲で測定できるもので、中性子検出器としてガンマ線非補償型電離箱を使用する。その出力は、対数出力とともに記録計で記録される。線型出力計からのトリップ信号としては、各レンジの 110%で一せい挿入、120%でスクラムがある。

#### 8-5-1-3 対数出力炉周期系

対数出力炉周期系は、起動から通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される出力範囲で測定できるもので、中性子検出器としてガンマ線非補償型電離箱を使用する。対数出力炉周期計は、対数出力計と炉周期計よりなる。対数出力計出力は、前述の線

型出力計出力とともに記録計に記録されるとともに、炉周期計に接続される。炉周期計からのトリップ信号としては、30秒で警報（制御棒引抜阻止）、15秒で一せい挿入、10秒でスクラムがある。

#### 8-5-1-4 安全出力系

安全出力系は、起動から通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される出力範囲で測定できるもので、中性子検出器として1本のガンマ線非補償型電離箱を使用し、その出力を2台並列の安全増幅器で受け、どちらの増幅器からも120%でスクラムのトリップ信号を発生するようになっている。

### 8-5-2 その他の主要な計装

#### 8-5-2-1 制御棒位置指示計

制御棒位置指示は、制御棒駆動装置に直視スケールを備え、制御室に位置指示計を設ける。

#### 8-5-2-2 中心架台位置指示計

固体減速架台の中心架台位置は、制御室に位置指示計を設ける。

#### 8-5-2-3 プロセス計装

水位計、水質計及び炉心温度計（固体減速架台では炉心温度を、軽水減速架台では炉心タンク水温を測定）を設ける。炉心温度計は、100℃まで測定・記録できるものとする。その指示は、制御室で行われるようになっている。

### 8-5-3 安全保護回路

安全保護回路には原子炉停止回路を設け、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止回路の作動を自動的に開始させ、燃料要素及び固体減速炉心の減速材、反射材の健全性を損なうおそれがないように設計する。また、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止回路を自動的に作動させる設計とする。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時の異常な状態を検知する線型出力系、安全出力系及び対数出力炉周期系は、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も、安全保護機能が失われない設計とし、それらのチャンネルは互いに分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を確保するように設計する。

また、安全保護回路は駆動源の喪失、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、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状態を維持できるように設計する。加えて、計測制御系統施設と部分的に共用する場合には、計測制御系統施設の影響により安全保護回路の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する。さらに、不正アクセス防止の観点から、外部の電気通信回路からは遮断するように設計する。

### 8-5-3-1 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路は、スクラムと一せい挿入の 2 種類がある。スクラムのとき、固体減速架台では制御棒の落下と中心架台の落下、軽水減速架台では制御棒の落下と炉心タンク水の排水が連動して同時に作動する。一せい挿入のとき、3 本の制御棒は、制御棒駆動装置により一せいに挿入される。

なお、原子炉停止系統を構成する制御棒及び固体減速架台にあつては中心架台、軽水減速架台にあつてはダンプ弁は、電源喪失に伴い原子炉停止方向に働くため、外部電源喪失時において、原子炉停止系統を動作させるために必要な発電設備又はその他の非常電源設備を設ける必要はない。具体的には、制御棒については電磁石により懸吊されており、電源喪失にて重力により炉心に挿入される。中心架台は、駆動装置により油圧で炉心下部より持ち上げており、電源喪失により油圧が喪失するため、重力により落下し、炉心を分割する。また、ダンプ弁は、電磁石により弁を吸着し閉止しているが、電源喪失により電磁石電源が切れて、自重により弁が開放され、水が排水される。

#### (1) スクラムの条件

- 線型出力計の各レンジにおける指示が 120%を超えたとき
- 安全出力計の指示が 120%を超えたとき
- † 原子炉周期が 10 秒以下になったとき
- 核計装用高圧電源に異常を生じたとき
- 制御室の電源電圧に異常を生じたとき
- ✦ 可動遮蔽が開いたとき
- トラックサイズ扉が開いたとき
- 炉室天井クレーンが運転架台室で動いたとき
- 制御棒駆動装置固定板のロックピンが外れたとき
- 地震加速度 19.6cm/s<sup>2</sup> 以上の地震があったとき
- 非常警報釦が押されたとき
- 手動スクラム釦が押されたとき

#### (2) 一せい挿入の条件

- 線型出力計の各レンジにおける指示が 110%を超えたとき
- † 原子炉周期が 15 秒以下になったとき
- † パルス状中性子発生装置又は中性子発生設備を用いた実験の際にバイパス可能
- ✦ 検査の際にバイパス可能



#### 8-5-4 反応度制御設備

原子炉の通常運転時に、炉心の反応度調整、原子炉の未臨界状態への移行及び未臨界状態の維持をするために、下記の要件を満足する反応度制御系統及び原子炉停止系統を設ける。なお、軽水減速炉心においては、十分な厚さの水反射体を加えた後に制御棒の操作により臨界とする。

- (1) 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、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ものとする。
- (2) ~~反応度制御系統として制御棒を用いる場合は、~~制御棒のは炉心からの飛び出し又は落下を防止できるものとする。
- (3) 制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。
- (4) 十分な反応度抑制能力を有する独立した2系統の原子炉停止系統として、固体減速架台では制御棒及び中心架台を、軽水減速架台では制御棒及びダンプ弁を設ける。
- (5) 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、~~固体減速架台については制御棒又は中心架台、軽水減速架台については制御棒又はダンプ弁のどちらか一方が動作しない状況であっても、各々の反応度抑制効果の核的制限値を満足しておくことで、動作する一方の原子炉停止系統のみで、原子炉を未臨界に移行し、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。~~反応度価値の最も大きな制御棒の全制御棒に対する反応度抑制効果の割合を全体の1/3以下に制限することで、その制御棒が炉心の外に引き抜かれ、挿入できない場合でも、残りの制御棒が作動することにより炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるものとする。さらに、固体減速架台においては中心架台、軽水減速架台においてはダンプ弁が作動することにより、冷温状態において未臨界維持ができるものとする。
- (6) ~~反応度価値の最も大きな制御棒の全制御棒に対する反応度抑制効果の割合を全体の1/3以下に制限することで、その制御棒が炉心の外に引き抜かれ、挿入できない状態となり、かつ、固体減速架台では中心架台が、軽水減速架台ではダンプ弁が作動しない場合であっても、他の制御棒で原子炉を未臨界状態に移行し、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。~~
- (7) ~~原子炉停止系統のうち制御棒については、反応度制御系統と共用するが、固体減速架台では中心架台が、軽水減速架台ではダンプ弁がそれぞれ独立しているため、反応度制御系統を構成する設備が故障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し、かつ、低温状態において未臨界を維持することができるものとする。~~

なお、外部電源が喪失した場合には、駆動源の喪失により、制御棒が炉心に挿入され、加えて非常用制御設備が動作するため、外部電源喪失時の原子炉停止系統の動作に必要な非常用電源設備は設けないものとする。

#### 8-5-4-1 制御材の個数及び構造

制御棒は、第 8-5-1 表のようなものである。

第 8-5-1 表 制御棒

	固体減速架台用	軽水減速架台用
寸法	外径：5cm 以下 有効長：約 1.5m	外径：5cm 以下 有効長：約 0.7m
個数	12 本 (A、B 架台に 6 本ずつ)	6 本
材料	ホウ素、カドミウム、ハフニウム、ステンレス鋼のいずれか又はこれらの組合せ	

#### 水位制御装置

個数 ~~1 系統 (軽水減速架台のみ)~~

制御材 軽水

#### 8-5-4-2 制御材駆動設備の個数及び構造

制御材駆動設備である制御棒駆動装置は、駆動装置固定板に固定される。駆動装置は、3つの架台で共通に使用するもので、6本1組設ける。駆動装置を他の架台へ移動させるときは、炉室天井クレーンが用いられる。そのとき制御棒は、駆動装置から切り離されて、炉心に残される。また、スクラム時には、制御棒保持用電磁石電流が遮断されて、制御棒は自重により自然落下する構造になっている。

個数	6 本
駆動長	約 1.6m
駆動方式	電動機によるスクリューナット方式
駆動速度	約 0.5m/min
制御棒落下時間 (スクラム時)	1 秒以下
制御棒開放時間 (スクラム時)	0.1 秒以下

#### ~~8-5-4-3 水位制御装置~~

~~水位制御装置は、軽水減速架台に取りつけられ、炉心給水装置を兼ねるもので、高速給水回路、低速給水回路、水位制御設備、排水回路、溢流器及び緊急水位下降装置から成っている。~~

#### ~~(1) 高速給水回路~~

~~高速給水ポンプ及び高速給水弁よりなる。炉心タンク内に半固定式リミットスイッチ (高速給水リミットスイッチ) が設けられ、給水はその水位で自動的に停止する。~~

~~(2) 低速給水回路~~

~~低速給水ポンプと低速給水弁よりなる。高速給水停止の半固定式リミットスイッチの作動に関わらず、給水することができる。給水速度は、高速給水回路の1/2以下とする。~~

~~(3) 水位制御設備~~

~~微調整給水は、微調整給水弁の操作及び低速給水ポンプにより、微調整給水タンクを介して炉心タンクに微量給水する。~~

~~微調整排水は、微調整排水弁の操作により、炉心タンクから微量排水する。~~

~~(4) 排水回路~~

~~ダンプ弁の開放により、炉心タンク水を下のダンプタンクに速やかに排水する。また、通常排水弁の開放により、炉心タンク水を下のダンプタンクに排水する。~~

~~(5) 溢流器~~

~~炉心タンク水位の異常上昇を機械的に防止するもので、炉心により設定水位を変更できるようになっている。~~

~~(6) 緊急水位下降装置~~

~~空気室開放弁を開き、炉心タンク内空気室の空気を解放し水位を下げる。~~

8-5-4-43 反応度制御能力

制御棒の反応度抑制効果 過剰反応度プラス  $1\% \Delta k/k$  以上

また、最も反応度の大きい制御棒でも全体の  $1/3$  を超えない。

反応度添加率 臨界近傍では  $0.02\% \Delta k/k/s$  以下

(制御棒引抜き、軽水水位上昇いずれの場合もについて)

なお、低濃縮ウランの燃料要素を用いる固体減速炉心の代表炉心（過剰反応度  $0.35\% \Delta k/k$ ）の一部に関する制御棒反応度値を第 8-5-2 表に、低濃縮ウランの燃料要素を用いる軽水減速炉心の代表炉心（過剰反応度  $0.5\% \Delta k/k$ ）の一部に関する制御棒反応度値を第 8-5-3 表に示す。

第 8-5-2 表 低濃縮ウランの燃料要素を用いる  
固体減速炉心の代表炉心の制御棒反応度値

炉心名称	H/ <sup>235</sup> U (-)	炉心高 (cm)	反射体節約 (cm)	全反応度 (%Δk/k)	最大反応度 (%Δk/k) (割合%) <sup>a</sup>	最大反応度 添加率 <sup>b</sup> (%Δk/k/s)
L5.5P-50	■	50.9	5.7	1.67	0.47 (28.2)	0.0126
L5.5P-40		41.8	5.8	2.00	0.43 (21.5)	0.0136
L5.5P-30		30.8	5.9	1.68	0.40 (23.9)	0.0157
L4P-50	■	49.7	6.0	2.47	0.58 (23.5)	0.0158
L4P-40		39.5	6.1	2.28	0.45 (19.8)	0.0145
L4P-30		30.7	6.2	1.94	0.40 (20.7)	0.0153
L3P-50	■	51.4	6.1	1.83	0.52 (28.5)	0.0136
L3P-40		39.8	6.2	2.52	0.48 (19.1)	0.0155
L3P-30		30.5	6.2	1.65	0.37 (22.5)	0.0143
L2P-50	■	48.1	6.2	2.36	0.59 (25.0)	0.0158
L2P-40		39.0	6.9	1.75	0.43 (24.6)	0.0136
L2P-30		30.7	6.9	2.03	0.38 (18.8)	0.0141
L1P-50	■	47.7	7.9	2.04	0.44 (21.6)	0.0115
L1P-40		38.2	8.5	1.96	0.49 (25.0)	0.0149
L1P-30		29.2	9.0	2.00	0.39 (19.5)	0.0139
LL1P-50	■	49.7	10.7	4.01	0.68 (17.0)	0.0154
LL1P-40		38.4	11.6	1.96	0.58 (29.6)	0.0157
LL1P-30		30.0	12.5	2.10	0.51 (24.3)	0.0154

a 括弧内の数値は全反応度に対する割合(%)

b 炉心中心高さ位置での反応度添加率

第 8-5-3 表 低濃縮ウランの燃料要素を用いる  
軽水減速炉心の代表炉心の制御棒反応度値

炉心名称	列	反射体節約 (cm)	全反応度 (% Δk/k)	最大反応度 (% Δk/k) (割合%) <sup>a</sup>	最大反応度 添加率 <sup>b-e</sup> (% Δk/k/s)
C30G0	4	9.05	2.87	0.66 (23.0)	0.015
	5	9.14	2.55	0.65 (25.5)	0.014
C35G0	4	8.34	2.06	0.58 (28.2)	0.013
	5	8.35	2.19	0.56 (25.6)	0.013
C45G0	4	7.65	2.80	0.68 (24.3)	0.016
	5	7.65	1.83	0.52 (28.5)	0.012
C60G0	4	7.15	2.43	0.60 (24.7)	0.014
	5	7.16	1.85	0.52 (28.2)	0.012
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	7.65	2.43	0.55 (22.7)	0.013
C45G (5H <sub>2</sub> O)			2.09	0.48 (23.0)	0.008
C45G (6H <sub>2</sub> O)			1.87	0.43 (23.0)	0.010
C45G (7H <sub>2</sub> O)			2.01	0.38 (19.0)	0.009
C45G (10H <sub>2</sub> O)			2.38	0.40 (16.9)	0.009
C45G (15H <sub>2</sub> O)			2.05	0.34 (16.8)	0.008
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	7.65	1.80	0.41 (22.8)	0.009
C45G (4H <sub>2</sub> O)			1.86	0.38 (20.5)	0.009
C45G (5H <sub>2</sub> O)			1.84	0.34 (18.5)	0.008
C45G (6H <sub>2</sub> O)			1.77	0.34 (19.2)	0.008
C45G (7H <sub>2</sub> O)			1.78	0.31 (17.5)	0.007
C45G (10H <sub>2</sub> O)			1.90	0.32 (16.9)	0.007
C45G (15H <sub>2</sub> O)	2.01	0.34 (17.0)	0.008		
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	7.15	2.00	0.46 (23.0)	0.011
C60G (5H <sub>2</sub> O)			2.00	0.39 (19.5)	0.009
C60G (7H <sub>2</sub> O)			1.88	0.37 (19.7)	0.009
C60G (10H <sub>2</sub> O)			1.79	0.31 (17.4)	0.007
C60G (15H <sub>2</sub> O)			1.80	0.32 (17.8)	0.008

a 括弧内の数値は全反応度に対する割合(%)

b 炉心中心高さ位置での反応度添加率

### 8-5-5 非常用制御設備

各架台には、制御棒落下とは独立した反応度制御設備が設けられている。

#### 固体減速架台

スクラム信号により中心架台が落下して炉心が分割される。中心架台落下による反応度抑制効果は、 $1\% \Delta k/k$  以上とする。

#### 軽水減速架台

スクラム信号によりダンプ弁を開放し、炉心タンク水が排出され、それらにより反応度が低下する。炉心タンク水の排水による反応度抑制効果は、 $1\% \Delta k/k$  以上とする。

これらの反応度制御設備は、制御電源喪失時に安全側に作動し、原子炉を未臨界状態へ移行させるとともに、未臨界状態を維持する設計となっている。なお、低濃縮ウランの燃料要素を用いる固体減速炉心の代表炉心（過剰反応度  $0.35\% \Delta k/k$ ）の一部に関する中心架台反応度を第 8-5-4 表に、低濃縮ウランの燃料要素を用いる軽水減速炉心の代表炉心（過剰反応度  $0.5\% \Delta k/k$ ）の一部に関するダンプ排水反応度を第 8-5-5 表に示す。ただし、中心架台反応度は燃料集合体 1 体とポリエチレン反射体 1 体を取り除いたときの反応度として、ダンプ排水反応度は標準型燃料板のミート部の上端から 5cm 下の位置より上に軽水がないときの反応度として計算した。

第 8-5-4 表 低濃縮ウランの燃料要素を用いる  
固体減速炉心の代表炉心の中心架台反応度

炉心名称	燃料集合体 1 体とポリエチレン反射体 1 体を取り除いたときの反応度 ( $\% \Delta k/k$ )
L5. 5P-30	1. 33
L4P-30	2. 27
L3P-50	4. 55
L3P-40	2. 94
L3P-30	2. 94
L2P-30	2. 33
L1P-30	1. 84
LL1P-30	1. 84

第 8-5-5 表 低濃縮ウランの燃料要素を用いる  
軽水減速炉心の代表炉心のダンプ排水反応度

炉心名称	列数	標準型燃料板のミート部の上端から 5cm 下の位置より上に 軽水がないときの反応度 (% $\Delta k/k$ )
C30G0	4	3.35
	5	3.36
C35G0	4	2.99
	5	2.98
C45G0	4	2.65
	5	2.65
C60G0	4	2.46
	5	2.47
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	2.40
C60G (5H <sub>2</sub> O)	4	2.43
C60G (7H <sub>2</sub> O)	4	2.46
C60G (10H <sub>2</sub> O)	4	2.47
C60G (15H <sub>2</sub> O)	4	2.46

#### 8-5-6 炉心給排水設備

給排水設備は軽水減速炉心に取りつけられ、高速給水回路、低速給水回路、水位制御設備、排水回路、溢流器及び緊急水位下降装置から成っている。

##### (1) 高速給水回路

高速給水ポンプ及び高速給水弁よりなる。炉心タンク内に半固定式リミットスイッチ（高速給水リミットスイッチ）が設けられ、給水はその水位で自動的に停止する。

##### (2) 低速給水回路

低速給水ポンプと低速給水弁よりなる。高速給水停止の半固定式リミットスイッチの作動に関わらず、給水することができる。給水速度は、高速給水回路の 1/2 以下とする。

##### (3) 水位制御設備

微調整給水は、微調整給水弁の操作及び低速給水ポンプにより、微調整給水タンクを介して炉心タンクに微量給水する。

微調整排水は、微調整排水弁の操作により、炉心タンクから微量排水する。

##### (4) 排水回路

ダンプ弁の開放により、炉心タンク水を下のダンプタンクに速やかに排水する。また、通常排水弁の開放により、炉心タンク水を下のダンプタンクに排水する。

#### (5) 溢流器

炉心タンク水位の異常上昇を機械的に防止するもので、炉心により設定水位を変更できるようになっている。

#### (6) 緊急水位下降装置

空気室開放弁を開き、炉心タンク内空気室の空気を解放し水位を下げる。

### 8-5-67 警報装置

原子炉の主要部の状態を表示するとともに、異常の際、それを検出して警報及びランプの点滅によって運転員に知らせる警報装置を設ける。警報は運転員が確認した場合にのみ、ランプは異常が解除された場合のみ解除できるものとする。

#### 警報の条件

- † 原子炉周期が 30 秒以下になったとき
- 炉心温度が設定値を超えたとき
- 炉心タンク水位が設定値を超えたとき
- 運転していない架台室の空間ガンマ線量率が設定値を超えたとき
- スタックの放射性ガス濃度が設定値を超えたとき
- ピット水位が 20cm を超えたとき
- 火災が発生したとき
- 重水のレベルが設定値以下になったとき（重水タンクを使用する場合）
  - † パルス状中性子発生装置又は中性子発生設備を用いた実験の際にバイパス可能

### 8-5-78 インターロック

制御棒引抜き、中心架台上昇及び給水に対して、以下のインターロックを設け、運転手順の誤りを防止するとともに、異常な反応度添加を防止する。

#### (1) 制御棒引抜き、中心架台上昇及び給水の共通条件

- スクラム及び一せい挿入条件が解除されていること
- 中性子計数率が 2cps 以上であること
- 原子炉周期が 30 秒より長いこと

#### (2) 制御棒引抜きの条件

- 制御棒駆動装置が固定板に固定されていること
- 制御棒保持用電磁石が励磁されていること
- 中性子発生設備のビーム隔離弁が閉じられていること
- 原子炉周期測定系がバイパスされていないこと



(3) 中心架台上昇の条件

- 3本の制御棒が上限にあること
- 残り3本の制御棒が下限にあること
- 軽水減速架台のダンプ弁が開であること
- 他の固体減速架台の中心架台が下限にあること
- 中性子発生設備のビーム隔離弁が閉じられていること
- 原子炉周期測定系がバイパスされていないこと

(4) 給水の条件

- 3本の制御棒が上限にあること
- 2つの中心架台が下限にあること
- 炉心タンクのダンプ弁が閉であること
- 重水のレベルが設定値以上であること（重水タンクを使用する場合）

## 8-6 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

### 8-6-1 気体廃棄物の廃棄設備

原子炉建屋内の空気は、原子炉建屋以外の部屋からの空気と合わせ、スタックから大気中に放出する。本原子炉施設から排出する気体廃棄物は、スタック空気モニタにより連続監視する。

#### 8-6-1-1 構造

本原子炉施設から排出される気体廃棄物は、排風機により排気ダクトを通してスタックから放出される。

#### 8-6-1-2 廃棄物の処理能力

本原子炉施設において気体廃棄物の処理を行う設備は必要としない。

#### 8-6-1-3 排気口の位置

本原子炉施設より気体廃棄物を排気するために、臨界集合体棟上部に鉄筋コンクリート製スタックを設ける。高さ約30m、直径約1mである。

### 8-6-2 液体廃棄物の廃棄設備

#### 8-6-2-1 構造

管理区域内で発生した放射性廃水は、廃液タンクに一時貯蔵する。廃液タンクは、臨界集合体棟外の周囲より低い廃液タンクヤードに設置する。廃液タンクヤードは、廃液タンク内の廃液が全量漏えいしたとしても、廃液タンクヤードから溢れることはない十分な容量を有するものとする。また、廃液タンクヤード内は、防水塗装等を施すことで液体が浸み込み難いものとする。廃液タンクから排水する場合は、廃水中の放射性物質濃度の測定を行い、敷地外への放出基準値を

下回ることを確認したのちに排水する。

#### 8-6-2-2 廃棄物の処理能力

台数 2基

容積 約 5m<sup>3</sup>/基

#### 8-6-2-3 排水口の位置

廃液タンク開口部

### 8-6-3 固体廃棄物の廃棄設備

本原子炉施設で生じた固体廃棄物は、廃棄物容器に封入し、廃棄物処理場に運搬される。保管廃棄施設は、放射性物質が漏えいし難く、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。また、固体状の廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において、放射性物質が散逸し難いものとする。

#### 8-6-3-1 保管廃棄施設

##### (1) 構造

保管及び廃棄のための固形廃棄物倉庫は2棟あり、第1固形廃棄物倉庫は、コンクリートブロック構造で床面積約100m<sup>2</sup>、第2固形廃棄物倉庫は鉄筋コンクリート構造で床面積約300m<sup>2</sup>を有し、必要により遮蔽体をおく。また、放射性物質が飛散するおそれのある廃棄物については、容器に封入する等の飛散防止策を講じ、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において、公衆の受ける線量が基準より十分小さな値になるよう線量を管理する。

##### (2) 廃棄物の処理能力

保管及び廃棄のための固形廃棄物倉庫の收容能力は、第1固形廃棄物倉庫で200リットルドラム缶に換算して約250本、第2固形廃棄物倉庫で約750本である。

#### 8-6-3-2 減容処理設備

##### (1) 構造

不燃性、可燃性のいずれも、必要により減容しうるものである。減容処理装置は、廃棄物処理棟内に設置し、その周囲は、プラスチック板等で全体的に囲い、廃棄物の飛散がない設計とする。また、囲われた空間は、放射性排気ラインに接続し、気体状の放射性物質の発生にも対応できる設計とする。

##### (2) 廃棄物の処理能力

1本/日 以上 (200リットルドラム缶換算)

## 8-7 放射線管理施設の構造及び設備

研究所には、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線管理施設を設ける。放射線施設は、放射線監視装置、管理区域入退域管理施設及び除染施設等で構成される。

### 8-7-1 屋内管理用の主要な設備の種類

#### 8-7-1-1 定置式監視装置

##### (1) スタック空気モニタ

スタック空気モニタとして、ダストモニタ及びガスモニタを設ける。これらのモニタの測定値は、制御室にて指示、記録するとともに、設定値を超えた場合は、警報を発生させる。

##### (2) 架台室内エリアモニタ

各架台室（A、B、C）及び加速器室にガンマ線エリアモニタを設置する。A、B、C 架台室及び加速器室間の隔壁上に中性子エリアモニタを設置する。これらのモニタの測定値は、制御室にて指示、記録するとともに、設定値を超えた場合は、制御室及び現場で警報を発生させる。なお、炉心及びこれ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として、架台室内エリアモニタの放射線量率（炉室ガンマ線）があり、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でき、監視できるものとする。

##### (3) 燃料室モニタ

燃料室には、ガンマ線エリアモニタとダストモニタを設置する。これらのモニタの測定値は、制御室にて指示、記録するとともに、設定値を超えた場合は、制御室及び現場で警報を発生させる。

##### (4) 架台室内空気モニタ

架台室内空気モニタとしてガスモニタとダストモニタを設置する。これらのモニタは、各架台室内の空気を吸引口の切り換えにより測定するもので、測定値は、制御室にて指示、記録するとともに、設定値を超えた場合は、制御室と現場で警報を発生させる。

##### (5) 総合測定室内モニタ

総合測定室には、ガンマ線エリアモニタと中性子エリアモニタを設置する。これらのモニタの測定値は、制御室にて指示、記録するとともに、設定値を超えた場合は、制御室及び現場で警報を発生させる。

#### 8-7-1-2 除染室

管理区域の出口近傍に除染室を設ける。除染室には、シャワールーム及び手洗場と汚染検査を行うハンドフットクロズモニタがある。

### 8-7-1-3 移動式監視装置

臨界集合体棟内には、移動式監視装置として下記のもの設ける。

表面汚染サーベイメータ

空間線量率測定用サーベイメータ

## 8-7-2 屋外管理用の主要な設備の種類

### 8-7-2-1 定置式監視装置

#### (1) 構内モニタリングステーション

中央観測所に空間線量率計を設けて連続測定し、指示、記録する。空間線量率が設定値を超えた場合は、中央観測所及び中央管理室において警報を発生させる。

#### (2) 周辺監視区域モニタ

敷地周辺 4 箇所に空間線量率計を設けて連続測定し、中央観測所において指示、記録する。空間線量率が設定値を超えた場合は、中央観測所及び中央管理室において警報を発生させる。

### 8-7-2-2 その他

屋外のモニタリング及びサンプリングのための自動車を常備し、適宜移動して測定監視を行う。

## 8-8 原子炉格納施設の構造及び設備

本原子炉施設は低出力の炉であり、通常運転時及び設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないため、原子炉格納施設内の負圧維持及び原子炉格納施設から放出される放射性物質の低減については、設計上考慮しない。

### 8-8-1 原子炉格納施設の構造

炉室は、12 角筒形の鉄筋コンクリート構造であり、外径■■■■、地上高■■■■で、外周壁は遮蔽体として用いるため、地上高■■■■までは厚さ■■■■、それ以上■■■■までは厚さ■■■■、それ以上の高さで厚さ■■■■である。天井の厚さは、■■■■である。

A、B 及び C の各架台は、炉室を 4 分の 1 に区切った室の 1 つにそれぞれ設置する。これらの各室間は、遮蔽壁によって隔てられる。

炉室のうち、架台を設置しない残りの 4 分の 1 の部分には、炉心に中性子を入射するためのパルス状中性子発生装置が設置される。また、本原子炉施設の外部に設置された加速器からの粒子ビームを炉室に導き、A 架台室内で中性子を発生させるための中性子発生設備を設置する。

燃料室は鉄筋コンクリート構造とし、地上 2 階で炉室と一体とする。壁厚は■■■■である。

## 8-8-2 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

設計圧力 約 30cm 水柱 (約 2.9kPa) (正負とも)

設計温度 常温

漏えい率 原子炉格納施設内部を負圧に維持しなくても、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないため、基準を設けない。

## 8-8-3 その他の主要な事項

### 8-8-3-1 原子炉格納施設バウンダリ

中性子発生設備のビーム輸送系及び中性子発生ターゲットは、原子炉格納施設のバウンダリの一部を構成する。

## 8-9 その他試験研究用原子炉の附属施設

### 8-9-1 電源設備

電源設備として、下記の要件を満足する外部電源設備及び非常用電源設備を設けるものとする。

#### (1) 外部電源設備

研究所に接続する送電線の構成は、2回線以上の送電線により電力系統に接続し、少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離させるものとする。関西電力の電力系統より研究所内中央変電所に受電し、降圧後、原子炉施設に供給される。

#### (2) 非常用電源設備

外部電源喪失時に原子炉が停止したことを確認するための電源として無停電電源装置を設ける。本原子炉施設においては、停止後に炉心の冷却が必要ないため、原子炉停止の確認のみできればその後の監視は不要である。このため、外部電源喪失時においても無停電電源に接続した核計装設備又は放射線監視盤により5分間以上炉出力を確認できるようにする。無停電電源装置は、整流器、蓄電池等から構成し、停電なく給電するものとする。

蓄電池容量 3kVA 以上

主要負荷 核計装設備 (核計装記録計 3 台、温度記録計 1 台を含む)

放射線モニタ

給電可能時間 5 分間以上

### 8-9-2 制御室

原子炉施設の運転停止及び監視等を行うために、下記の要件を満足する制御室を設ける。

- (1) 臨界集合体棟 1 階の入り口ロビーに面した場所に設置し、避難を必要とする事象が発生した場合でも容易に建屋外へ避難できるものとする。
- (2) 核計装、プロセス計装、放射線モニタ、各種インターロック、電気系統及び各種警報等の信号を計装盤、放射線モニタ盤及び制御卓等に集め、原子炉パラメータの連続監視及び原子炉の運転停止等に必要な操作を行うことができるものとする。
- (3) 通信連絡設備を設け、建屋内外各所と通話及び放送等を行うことができるものとする。
- (4) 外部電源喪失時を考慮して、連絡を行うための拡声器を設ける。

#### 8-9-2-1 制御卓

制御室には制御卓を設け、原子炉施設の運転停止操作を行うことができる。制御卓で行う原子炉の安全性を確保するために必要な操作として、下記のもの挙げられる。

- (1) 制御棒の挿入
- (2) 中心架台の下降（固体減速架台運転の場合）
- (3) ダンプ弁の開放（軽水減速架台運転の場合）
- (4) スクラム釦による原子炉スクラム
- (5) 非常警報釦による原子炉スクラム及び非常警報

#### 8-9-2-2 手動スクラム釦

異常発生時に原子炉を緊急停止させるための手動スクラム釦を制御卓に設ける。手動スクラム釦を押下することで原子炉を停止することができる。

#### 8-9-2-3 非常警報釦（制御室）

異常発生時に原子炉を緊急停止させるとともに研究所敷地内に非常警報を発報する非常警報釦を制御室に設ける。非常警報釦を押下することで臨界実験装置を停止させるとともに研究所敷地内に非常警報を発報し、敷地内に滞在する人に非常事態であることを知らせることができる。

#### 8-9-2-4 その他事項

原子炉停止操作後は制御室で監視及び操作する必要がない。

### 8-9-3 中央管理室

中央管理室の機能及び性能等は、以下のとおりとする。

- (1) 制御室に集められる警報のうち、特に重要な警報を集め、また、制御室が使用できない状況であっても、非常警報釦による臨界実験装置スクラム、放送等の緊急操作が行うことができるものとする。なお、中央管理室には、常時職員等が詰めるものとする。

- (2) 研究所外との連絡を行うために、固定電話回線及び携帯電話回線の異なる 2 種類の通信手段を備える。

#### 8-9-3-1 非常警報釦（中央管理室）

異常発生時に原子炉を緊急停止させるとともに研究所敷地内に非常警報を発報する非常警報釦を中央管理室に設ける。非常警報釦を押下することで研究用原子炉及び臨界実験装置を停止させるとともに研究所敷地内に非常警報を発報し、敷地内に滞在する人に非常事態であることを知らせることができる。

### 8-9-4 実験設備等

原子炉施設に設置される実験設備及び利用設備（以下、「実験設備等」という）は、下記の要件を満足するように設ける。

- (1) 実験設備等の損傷その他の実験設備等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設計とする。
- (2) 実験物は状態の変化が生じた場合においても、予め炉心の最大過剰反応度を適切に制限することで、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- (3) 放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを与えないために、実験設備等の周囲に適切な遮蔽を設けるとともに、実験設備の運転中は、放射線量に応じて炉室への入室を制限する措置を講じるものとする。
- (4) 原子炉施設の健全性を確保するために、実験設備等の動作状況、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制御室に表示できるものとする。
- (5) 実験設備等が設置されている場所は、送受話設備を設置し、制御室と相互に連絡することができるものとする。

#### 8-9-4-1 主要な実験設備の構造

##### (1) パルス状中性子発生装置

実効増倍率、動特性及び中性子エネルギースペクトル測定用として、パルス状中性子発生装置を設ける。同装置は A 架台専用とし、未臨界体系でのみ使用する。

発生する中性子量は、パルス運転の場合で最大  $10^{10}$ n/s、連続運転の場合で最大  $5 \times 10^{10}$ n/s である。また、加速電圧印加中に炉室扉を開けると、同装置が停止する設計とする。

##### (2) パイルオシレータ

反応度測定、ドップラ係数の測定等のために実験物を炉心内に出し入れするものである。実験物の温度は、 $-270^{\circ}\text{C}$ ～ $1000^{\circ}\text{C}$ の間で可変であり、周辺の炉心部へ伝わり難いよう断熱構造になっている。なお、挿入する実験物の反応度は、絶対値として  $0.1\% \Delta k/k$  以下に制限する。実験物を装置の中で有意に動かないように固定する。実験物は固体とし、粉体や液体は用いない。

##### (3) 中性子発生設備

臨界集合体棟外部に設置された加速器からの粒子ビームを A 架台室に輸送し、実験を行うための中性子発生設備を設ける。同設備は、未臨界体系でのみ使用する。設備は、炉室内のビーム輸送系、中性子発生ターゲットとビーム隔離弁からなる。ビーム隔離弁は、フェイルセーフの設計とし、多重性を持たせ、同弁を閉じれば粒子ビームが中性子発生ターゲットに到達しなくなると、中性子の発生が停止する構造とする。同弁の開閉操作は、制御室で行うものとする。同弁は、スクラム又は一せい挿入の信号により自動的に閉じるものとし、また、可動遮蔽が開いたときは、自動的に閉じるとともに、必要な場合、A 架台室において閉操作ができるものとする。中性子発生ターゲットは、必要に応じて冷却できる構造とする。また、同ターゲットは、炉心外部に設置する。この加速器は、パルス運転のみが可能であり、中性子発生設備により発生する中性子量は、最大  $10^{11}$ n/s である。中性子発生設備は、パルス状中性子発生装置との同時使用は行わない。

### 8-9-5 炉心装荷物

炉心の中性子束の測定等のために、実験計画に応じて挿入管又は照射物若しくはその両方を炉心に装荷する。

#### 8-9-5-1 挿入管

種類 検出器、照射物及びパルス状中性子発生装置の延長管等を挿入するためのアルミニウム等の円管又は角管

ただし、固体減速炉心用、軽水減速炉心用ともに、運転中に動くことがないように固定する。

構造 軽水減速炉心用挿入管は、管の下部が密封されて水が内部に入らない構造

反応度の添加 照射物を装荷しないとき、高濃縮ウランの燃料要素を用いる軽水減速炉心用については、管の内部に水が流入した場合であっても、炉心に反応度が加わらない場所に設置する。低濃縮ウランの燃料要素を用いる軽水減速炉心用については、挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流入の前後で炉心の過剰反応度を  $0.5\Delta k/k$  以下に制限する。

#### 8-9-5-2 照射物

種類 金、カドミウム等

ただし、運転中に反応度の有意な変動がないように燃料体にテープ等で貼付けて固定する。また、高濃縮ウランの燃料要素を用いる固体及び軽水減速炉心において、照射物は用いない。

形状 板状、線状等

反応度の添加 a) 照射物を装荷することで炉心に負の反応度が加わる場合

低濃縮ウランの燃料要素を用いる固体減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態（照射物を取り除いた状態）での炉心の過剰反応度を  $0.35\Delta k/k$  以下に



制限する。軽水減速炉心では、照射物を取り付ける前の状態で、かつ、挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流入の前後で過剰反応度を  $0.5\% \Delta k/k$  以下に制限する。

b) 照射物を装荷することで炉心に正の反応度が加わる場合

低濃縮ウランの燃料要素を用いる固体減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある場合での炉心の過剰反応度を  $0.35\% \Delta k/k$  以下に制限する。軽水減速炉心では、照射物の装荷により反応度が最も大きくなる位置に照射物がある状態で、かつ、挿入管が破損して内部に水が流入することを考え、水流入の前後で過剰反応度を  $0.5\% \Delta k/k$  以下に制限する。

### 参考文献

- 1) K. Okumura, et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System", JAEA-Data/Code 2007-004, Japan Atomic Energy Agency (2007).
- 2) K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
- 3) J. T. Thoma (ed.), "TID-7016 Rev. 1 Nuclear Safety Guide", NUREG/CR-0095, US Atomic Energy Commission (1961).
- 4) "U-Mo Fuels Handbook", ANL-09/31, Argonne National Laboratory (2006).
- 5) D. B. Pelowitz et al., "MCNP6 user's manual", LA-CP-13-00634, Los Alamos National Laboratory (2013).

## 10 変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

### 10-1 安全評価に関する基本方針

#### 10-1-1 序

本説明書は、原子炉施設の安全性を「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「第十三条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止」に基づき評価し、原子炉の安全性と安全確保のために設計した設備によって、原子炉施設が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ても放射性物質が敷地外へ多量に放出されるのを防止できることを説明するものである。

原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するための安全評価は、「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（平成3年7月18日 原子力安全委員会決定）」（以下「研究炉安全評価指針」という。）を参考にして行い、原子炉施設の通常運転の状態を超えた事象、すなわち運転時の異常な過渡変化について評価を行い、次いでこの運転時の異常な過渡変化の範囲を超える事象、すなわち設計基準事故について評価を行うものとする。

運転時の異常な過渡変化としては、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評価の対象とする。また、設計基準事故としては、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る、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評価の対象とする。

以下、原子炉施設の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の安全性に対して評価を行い、それぞれ、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について説明し、原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。

運転時の異常な過渡変化時及び事故時の安全性を判断する基準は、次のとおりである。

#### (1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定された事象が生じた場合であっても、炉心は燃料の許容設計限界を超えないこと、かつ、原子炉施設は通常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するための判断基準は、以下のとおりである。

- (i) 燃料の最高温度は、400℃を超えないこと。
- (ii) 構造材のアルミニウムの最高温度は、400℃を超えないこと。
- (iii) 固体減速架台の減速材である黒鉛及びポリエチレンの最高温度は、100℃を超えないこと。
- (iv) 軽水減速架台の減速材である軽水の最高温度は、100℃未満であること。

判断基準(i)は、燃料のブリスタが発生しないことを確認する<sup>1)</sup>、(ii)は、構造材が破損しないことを確認する、(iii)は、ポリエチレンが軟化する温度以下であることを確認する(黒鉛は、この温度で健全性を保つ)、(iv)は、軽水の温度が沸点未満であることを確認するためである。

## (2) 設計基準事故時の判断基準

想定された事象が発生した場合であっても、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、当該設計基準事故以外の事故に至るおそれがある異常を生じないものであり、さらに周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

- (i) 燃料の最高温度は、400℃を超えないこと。
- (ii) 構造材のアルミニウムの最高温度は、400℃を超えないこと。
- (iii) 固体減速架台の減速材である黒鉛及びポリエチレンの最高温度は、100℃を超えないこと。
- (iv) 軽水減速架台の減速材である軽水の最高温度は、100℃未満であること。
- (v) 周辺公衆の実効線量の評価値は、発生事故当たり5mSvを超えないこと。

判断基準(i)は、燃料のブリスタが発生しないことを確認する、(ii)は、構造材が破損しないことを確認する、(iii)は、ポリエチレンが軟化する温度以下であることを確認する、(iv)は、軽水の温度が沸点未満であることを確認する、(v)は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に周辺公衆の著しい放射線被ばくを及ぼさないことを確認するためのものである。

## 10-1-2 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当たって、共通に用いる解析条件及び考慮すべき事項は、次のとおりである。初期温度の設定の妥当性については、解析の項目に応じて説明する。

なお、本章において、濃縮ウランのうち、濃縮度が■■■■のものが高濃縮ウラン、■■■■のものを低濃縮ウランと記載し、高濃縮ウランの燃料要素を用いた炉心を高濃縮ウラン炉心、低濃縮ウランの燃料要素を用いた炉心を低濃縮ウラン炉心と記載する。

### (1) 解析対象炉心

解析の対象とする炉心は、添付書類 8-八の「8-2-1 炉心」に示したように、固体減速架台又は軽水減速架台の炉心の中から解析の項目に応じて選定する。

### (2) 初期運転条件

特に明記しない場合、初期温度は、室温として25℃とする。また、原子炉熱出力等の初期値は、解析の項目に応じて設定する。

### (3) 安全保護回路及び原子炉停止系の特性

安全保護回路により監視している原子炉施設のプロセス量が設定値を超えた場合、原子炉のスクラム信号が発生し、自動的に制御棒の保持電磁石の励磁電流が遮断され、自重により炉心に挿入される。スクラム時間は、スクラム信号の発生から制御棒が完全に挿入されるまでの時間である1秒とする。スクラム信号発生により、制御棒は全数（6本）が炉心下端まで落下するが、解析に当たっては、最大反応度効果を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態で挿入できないものとする。

### (4) 反応度温度係数

高濃縮ウラン炉心については、添付書類 8-八の「8-2-1 炉心」で示した炉心のうち、軽水減速炉心である軽水2分割炉心の一部を除く全ての炉心において、反応度温度係数は負である。これら反応度温度係数が負となる炉心については、安全側に見積もるために、温度上昇に伴う負の反応度効果を見捨てる。反応度温度係数が正となる炉心のうち、C30の軽水2分割炉心は、大きな反応度温度係数を持ち、その最大値は約  $7.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$  である。しかし、より厳しい条件で評価するために、反応度温度係数が正となる炉心の全てについて、燃料温度上昇により、制限値である  $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$  で、正の反応度が加わると仮定した。

低濃縮ウラン炉心については、解析を行う各炉心の反応度温度係数を用いて、温度変化に伴う反応度フィードバックを考慮する。

### (5) 温度の評価

上昇温度は、各炉心の熱容量を元に、各解析項目の事象が発生してからの炉心出力の積算値より算出する。高濃縮ウラン炉心については、炉心出力がスクラム前の1/10に低下するまでの時間範囲について、低濃縮ウラン炉心については、炉心出力が0.1Wに低下するまでの時間範囲について積算出力を求める。

高濃縮ウラン炉心については、燃料要素から周囲の減速材等への熱の伝達は無視し、発生した熱が全て燃料要素（固体減速炉心については角板のウラン・アルミニウム合金、軽水減速炉心については標準型燃料板のアルミ被覆でサンドイッチされたウラン・アルミニウム合金のミート部分）の温度上昇に費やされるものとする。燃料要素の温度の最大値は、炉心での発熱分布がcos分布であるとして評価する。

低濃縮ウラン炉心については、燃料要素から周囲の減速材等への熱の伝達は無視し、発生した熱が全て燃料要素（固体減速炉心については角板のアルミニウム被覆でサンドイッチされたウランモリブデン・アルミニウム分散型燃料材とアルミニウム被覆材の部分、軽水減速炉心については標準型燃料板のアルミニウム被覆でサンドイッチされたウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材とアルミニウム被覆材の部分）の温度上昇に費やされるものとする。燃料要素の温度の最大値は、各炉心の発熱分布と燃料要素内での発熱分布を考慮して評価する。

### (6) 臨界量、動特性パラメータ及び温度係数の誤差の影響評価（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心については、各炉心の臨界量の誤差を±6%、実効遅発中性子割合の誤差を±8%、中性子寿命の誤差を±8%、温度係数の誤差を±32%としたときの温度上昇への影響を評価する。

### 10-1-3 解析方法

動特性の解析は、下記の 6 群の遅発中性子先行核を考慮した通常の一点炉近似の動特性方程式に基づいて行う。

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\ell} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S \quad (10-1-1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{f_i \beta}{\ell} N(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (10-1-2)$$

ここで、

- $\rho(t)$  : 時刻  $t$  における反応度
- $N(t)$  : 時刻  $t$  における原子炉出力 中性子密度
- $\ell$  : 中性子寿命
- $\beta$  : 実効遅発中性子割合
- $S$  : 中性子源強度 (外部中性子源が存在する場合)
- $f_i$  : グループ  $i$  に属する遅発中性子の割合<sup>6)</sup>
- $\lambda_i$  : グループ  $i$  に属する遅発中性子先行核の崩壊定数<sup>6)</sup>
- $C_i(t)$  : グループ  $i$  に属する遅発中性子先行核密度

とする。

この連立微分方程式を汎用数式処理システム Mathematica<sup>®2)</sup>を用いて解く。Mathematica は、30 年以上にわたり世界各国で使用されている数式処理システムで、微分積分等の様々な数式を解析的又は数値的に解くことができる。使用したシステムは、高濃縮ウラン炉心については第 11 版、低濃縮ウラン炉心については解析時点での最新版の第 12 版である。

最初に、このシステムの計算精度を確認するために、高濃縮ウランを用いた軽水減速架台の C35G0 (5 列) 炉心において、臨界状態からステップ状に正の反応度が印加された場合について求めた安定ペリオドと通常の逆時間方程式に基づいて得られる安定ペリオドとの比較を行った。Mathematica の計算では、(10-1-1) 式及び (10-1-2) 式の連立微分方程式を数値的に解いて出力を求め、出力変化の形状を指数関数にフィッティングして、安定ペリオドを算出した。

結果を第 10-1-1 表に示す。両者の結果は、非常によく一致しており、(10-1-1) 式及び (10-1-2) 式に基づく動特性解析を本計算システムを用いて行うことの妥当性を確認した。

なお、計算に使用する実効遅発中性子割合、中性子寿命、反応度係数等の定数は、第 8-2-2 表～第 8-2-5 表を求めた SRAC コードシステム<sup>4)</sup>を用いた手法で作成した。解析のために必要な反応度の計算には、SRAC コードシステム又は連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP (バージョン 6)<sup>5)</sup>を使用した。使用した核データは、全て JENDL-4.0<sup>6)</sup>に基づいたものである。

設計基準事故の「燃料の機械的破損」等の解析においては、燃焼に伴う核分裂生成物の発生量、燃料要素中の核分裂生成物の崩壊に伴う発熱等の評価が必要となる。燃料の燃焼計算は、米国の Oak

Ridge National Laboratory で開発された燃焼計算コード ORIGEN-2<sup>3)</sup> の解析時点で入手可能な最新版である ORIGEN-2.2 を使用した。断面積ライブラリとしては、本原子炉施設の炉心の中性子エネルギースペクトルに比較的近い熱中性子炉の PWR 用に作成された定数 (PWRU.LIB) を用いた。

第 10-1-1 表 安定ペリオドの計算結果の比較 (C35G0 (5 列) 炉心)

印加反応度 (% Δk/k)	安定ペリオド (s)		(A) / (B)
	(A) 逆時間方程式	(B) Mathematica	
0.1	69.31	69.24	1.001
0.3	10.48	10.48	1.000
0.5	2.475	2.476	0.999

## 10-2 運転時の異常な過渡変化の解析

### 10-2-1 序

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、その発生の防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性が確保されることを説明する。

研究炉安全評価指針を参考にして、運転時の異常な過渡変化として次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
  - (i) 原子炉起動時における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
  - (iii) 照射物実験物の異常等による反応度の付加
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
  - (i) 商用電源喪失
- (3) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象
  - (i) 重水反射体への軽水流入
  - (ii) その他原子炉施設の設計により必要と認められる異常
    - a. 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用
    - b. 炉心タンクヒータによる炉心温度上昇

なお、(1)の(iii)「実験物の異常等による反応度の付加」については、添付書類八の「8-9-5 炉心装荷物」の挿入管と照射物を対象とする。なおまた、高濃縮ウラン炉心については、「8-9-5 炉心装荷物」に記載したとおり、照射物を使用しないせず、また挿入管は管の内部に水が流入した場合であっても炉心に反応度が加わらない場所に設置するため、(1)の(iii)「照射物実験物の異常等による反応度の付加」の解析は行わない。またさらに、低濃縮ウラン炉心については、重水反射体を使用しないため、(3)の(i)「重水反射体への軽水流入」の解析は行わない。

## 10-2-2 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き

### 10-2-2-1 発生状況及び防止対策

原子炉起動時に運転員の誤操作又は制御棒駆動装置の誤動作等により、制御棒が連続的に引き抜かれた場合、炉心に過度の反応度投入が起こり、原子炉出力が急上昇するため、燃料及び減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。このような誤操作等を防止し、また、万一発生した場合でもその影響を限定するために、次のような対策を講じている。

- (1) 制御棒は、電磁石で保持され、その電磁石を電動機で上下に動かすことにより駆動される。その駆動速度は、上下とも一定に保たれている。
- (2) 制御棒による最大反応度添加率は、 $0.02\% \Delta k/k/s$  とする。
- (3) 炉周期が 30 秒以下になれば、インターロックにより制御棒の引抜きは制限されるとともに、警報が発報し運転員に異常を知らせる。さらに、15 秒以下になれば一せい挿入、10 秒以下になればスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。また、出力が線型出力計の各レンジの 110%以上のとき一せい挿入、120%以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

### 10-2-2-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに過剰反応度は、制限値の最大値（固体減速架台炉心  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $0.5\% \Delta k/k$ ）とし、制御棒の全反応度は、制限値の最小値（固体減速架台炉心  $1.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $1.5\% \Delta k/k$ ）、及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、制限値の最小値（ $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 各炉心で起動時として反応度が投入される前の原子炉の状態は、出力  $0.01W$  の臨界状態を保っており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が  $1W$  となるレンジであったとする。
- (3) 制御棒の引抜きにより、最大反応度添加率で反応度が連続的に投入されたとする。その際、対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。
- (4) 出力が線型出力系の指示値の 120%である  $1.2W$  を超えたとき、スクラム信号を発するとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した 1 秒後に、制御棒挿入によりステップ状の負の反応度が加わるとする。固体減速炉心の中心架台及び軽水減速炉心のダンプ弁は作動しないとする。

### 10-2-2-3 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに過剰反応度は、制限値の最大値（固体減速炉心  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $0.5\% \Delta k/k$ ）とし、制御棒の全反応度は、**制限値の最小値（固体減速炉心  $1.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $1.5\% \Delta k/k$ ）**、及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、制限値の最小値（ $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 各炉心で起動時として反応度が投入される前の原子炉の状態は、出力  $0.01W$  の臨界状態を保持しており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が  $100W$  となるレンジであったとする。
- (3) 【ケース A】  
制御棒の引抜きにより、最大反応度添加率で反応度が連続的に投入されたとする。その際、対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。  
【ケース B】  
制御棒の引抜きにより、 $0.05\% \Delta k/k$  のステップ状の反応度が投入されたとする。その際、対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。
- (4) 出力が線型出力系の指示値の 120%である  $120W$  を超えたとき、スクラム信号を発するとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。ただし、線型出力計の指示値が 120%に至らない場合には、出力上昇後 1 時間（3600 秒）を経過した段階で、運転員が手動スクラムボタンを押してスクラム信号を発生させるとする。
- (5) スクラム信号が発生した 1 秒後に、制御棒挿入によりステップ状の負の反応度が加わるとする。固体減速炉心の中心架台及び軽水減速炉心のダンプ弁は作動しないとする。

### 10-2-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

解析結果を第 10-2-1 表、第 10-2-2 表及び第 10-2-1 図に示す。全ての炉心において、燃料の温度上昇量の最大値は、 $0.01^{\circ}C$  以下であり、構造材のアルミニウム及び減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、初期温度を  $25^{\circ}C$  としたとき、燃料、構造材のアルミニウム、減速材の温度は、全て  $25.01^{\circ}C$  以下となり、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。

固体減速炉心について、初期温度を  $25^{\circ}C$  から  $\pm 10^{\circ}C$  程度変化しても、各炉心での実効遅発中性子割合及び中性子寿命の値の変化量は非常に小さく、温度変化に対する燃料等の温度上昇量への影響は  $0.5\%$  以下であり、初期温度が変化しても、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。

軽水減速炉心について、初期温度が運転時の制限値である  $80^{\circ}C$  まで変化しても、実効遅発中性子割合及び中性子寿命の値の変化量は小さく、温度変化に対する燃料等の温度上昇量への影響は、



数%以下であり、初期温度が変化しても、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。なお、軽水減速炉心については、温度が上昇するに従い、反応度温度係数の値は小さくなるため、負の反応度温度係数の炉心については、反応度フィードバックを無視した結果及び正の反応度温度係数を持つ炉心について反応度温度係数の最大値を用いた結果は、安全側の評価となっている。

第 10-2-1 表 固体減速架台炉心（高濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜き解析結果

炉心名称 <sup>a</sup>	1.2W 超までの 時間 <sup>b</sup> (s)	最大出力 (W)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)
E3.7P	36.68	1.38	9.74	$5.48 \times 10^{-3}$
E3P	39.42	1.38	9.95	$5.21 \times 10^{-3}$
E2P	40.26	1.37	10.20	$4.52 \times 10^{-3}$
E1P	40.97	1.37	10.40	$2.90 \times 10^{-3}$
EE1P	40.70	1.37	10.32	$1.39 \times 10^{-3}$
EEE1P	39.97	1.37	10.11	$8.34 \times 10^{-4}$
EN3P	38.34	1.38	9.64	$2.96 \times 10^{-3}$
ENN3P	38.30	1.38	9.63	$2.63 \times 10^{-3}$
ENNN3P	38.31	1.38	9.63	$1.42 \times 10^{-3}$
EEN1P	39.30	1.38	9.92	$6.79 \times 10^{-4}$
EN1P	39.33	1.39	9.93	$1.02 \times 10^{-3}$
ENN1P	38.91	1.38	9.81	$4.82 \times 10^{-4}$
E1.5G	34.69	1.41	8.56	$1.34 \times 10^{-3}$
E1.5G	34.81	1.41	8.60	$1.46 \times 10^{-3}$
E0.5G	34.88	1.41	8.63	$8.01 \times 10^{-4}$
E3G	34.41	1.42	8.48	$1.57 \times 10^{-3}$

a 炉心名称について

- ・燃料を構成する最小単位のセルの構成を炉心名称とする
- ・E は高濃縮燃料板 (■■■■■)、N は天然ウラン板 (■■■■■)
- ・E 又は N が繰り返されると重ねることを表す (EE は高濃縮燃料板を 2 枚重ねる)
- ・末尾が P の時はポリエチレン、G は黒鉛を減速材として用いる
- ・数値は減速材の厚さで、ポリエチレン減速材のときは■■■■■ (例えば 3 のときは■■■■■)、黒鉛減速材のときは■■■■■

b 起動後、1.2W を超過してスクラム信号が発するまでの時間

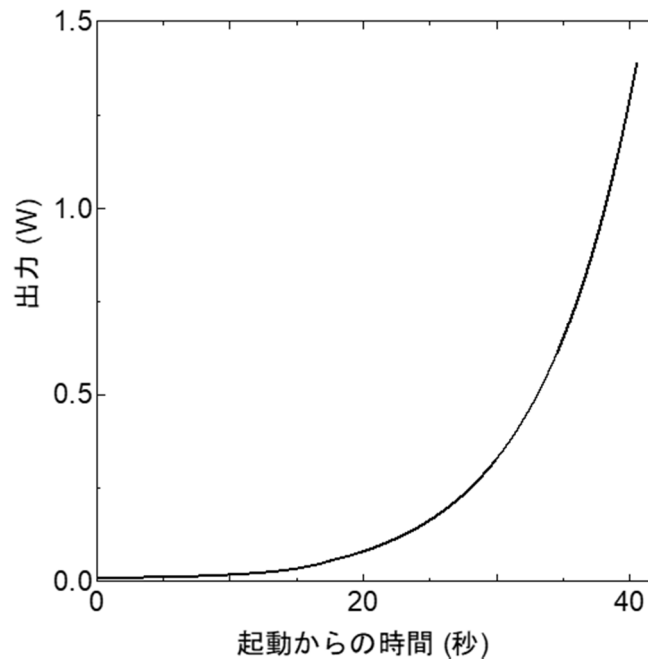
第 10-2-2 表 軽水減速架台炉心（高濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜きの解析結果

炉心名称 <sup>a</sup>	列	1.2W 超までの 時間 <sup>b</sup> (s)	最大出力 (W)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)
C35G0	3	26.53	1.80	4.74	$8.26 \times 10^{-4}$
C35G0	4	26.66	1.79	4.78	$1.16 \times 10^{-3}$
C35G0	5	26.67	1.79	4.78	$1.18 \times 10^{-3}$
C35G0	6	26.64	1.79	4.77	$1.12 \times 10^{-3}$
C35G(2H <sub>2</sub> O)	5	26.43	1.81	4.71	$1.21 \times 10^{-3}$
C35G(5H <sub>2</sub> O)*	5	25.95	1.86	4.58	$9.24 \times 10^{-4}$
C35G(10H <sub>2</sub> O)*	5	26.22	1.83	4.65	$6.57 \times 10^{-4}$
C35G(15H <sub>2</sub> O)	5	26.50	1.80	4.73	$6.06 \times 10^{-4}$
C35G(5D <sub>2</sub> O)	5	26.03	1.85	4.60	$1.11 \times 10^{-3}$
C35G(10D <sub>2</sub> O)	5	25.86	1.88	4.56	$1.01 \times 10^{-3}$
C35G(15D <sub>2</sub> O)	5	25.86	1.87	4.56	$9.11 \times 10^{-4}$
C35G(20D <sub>2</sub> O)	5	25.93	1.87	4.58	$8.32 \times 10^{-4}$
C35G(30D <sub>2</sub> O)	5	26.10	1.85	4.63	$7.31 \times 10^{-4}$
C30G0	3	26.55	1.80	4.74	$5.75 \times 10^{-4}$
C30G0	5	26.71	1.78	4.79	$9.29 \times 10^{-4}$
C30G(2H <sub>2</sub> O)	5	26.52	1.80	4.74	$9.86 \times 10^{-4}$
C30G(5H <sub>2</sub> O)*	5	26.01	1.86	4.60	$7.61 \times 10^{-4}$
C30G(10H <sub>2</sub> O)*	5	26.25	1.83	4.66	$5.23 \times 10^{-4}$
C30G(15H <sub>2</sub> O)	5	26.57	1.80	4.74	$4.78 \times 10^{-4}$
C45G0	3	26.55	1.83	4.67	$1.01 \times 10^{-3}$
C45G0	5	26.41	1.81	4.71	$1.50 \times 10^{-3}$
C45G(5H <sub>2</sub> O)	5	25.76	1.89	4.53	$1.10 \times 10^{-3}$
C45G(10H <sub>2</sub> O)	5	26.05	1.85	4.61	$8.24 \times 10^{-4}$
C45G(15H <sub>2</sub> O)	5	26.28	1.83	4.67	$7.70 \times 10^{-4}$
C20G0	5	26.44	1.81	4.71	$3.03 \times 10^{-4}$
C25G0	5	26.67	1.81	4.71	$6.60 \times 10^{-4}$
C60G0	5	25.98	1.86	4.59	$1.64 \times 10^{-3}$

a 炉心名称について

- ・ C の後の数値は燃料板ピッチ ( )、G の後の数値が 0 のときは単一炉心
- ・ G の後に括弧があるときは 2 分割炉心で、括弧内の数値は炉心間距離を cm 単位で示し、その後に炉心間の物質名を示す
- ・ 炉心名に \* が付いている炉心は正の反応度反応度温度係数を持つ炉心

b 起動後、1.2W を超過してスクラム信号が発するまでの時間



第 10-2-1 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きの解析結果（高濃縮ウラン炉心 E3P 炉心）

#### 10-2-2-5 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

##### 【ケース A】

解析結果を第 10-2-3 表及び第 10-2-4 表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは L5.5P-30 炉心で、初期温度を 25°C としたとき、燃料温度上昇は約 0.44°C である。出力及び温度変化を第 10-2-2 図に示す。軽水減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心で、燃料温度上昇は約 0.069°C である。出力及び温度変化を第 10-2-3 図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+20%以下であり、判断基準を満足している。

##### 【ケース B】

解析結果を第 10-2-5 表及び第 10-2-6 表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは L4P-30 炉心で、初期温度を 25°C としたとき、燃料温度上昇は約 27.1°C である。この炉心では、出力が上昇するにつれて燃料温度が上昇するが、反応度添加量が小さいため、負の温度係数の影響により未臨界となり、出力は 120W のスクラム条件に至ることがなく、最大となった後に徐々に減少し、最終的には、3600 秒を経過したところで、運転員が手動停止させるというケースである。出力及び温度変化を第 10-2-4 図に示す。軽水減速炉心では、最も燃料温度が高くなるのは C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心で、燃料温度上昇は約 1.85°C である。これは、出力が 120W を超えてスクラムしたケースである。出力及び温度変化を第 10-2-5 図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+10%以下であり、判断基準を満足している。

第 10-2-3 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜き解析結果（ケース A）

炉心名称	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50	69.5	138.7	309.1	$1.55 \times 10^3$	$1.72 \times 10^{-1}$	$3.94 \times 10^{-1}$
L5.5P-40	69.6	138.7	309.2	$1.55 \times 10^3$	$1.88 \times 10^{-1}$	$4.32 \times 10^{-1}$
L5.5P-30	69.5	138.7	309.2	$1.55 \times 10^3$	$1.93 \times 10^{-1}$	$4.41 \times 10^{-1}$
L4P-50	71.2	138.2	313.6	$1.59 \times 10^3$	$1.56 \times 10^{-1}$	$3.49 \times 10^{-1}$
L4P-40	72.1	137.9	315.8	$1.61 \times 10^3$	$1.90 \times 10^{-1}$	$4.15 \times 10^{-1}$
L4P-30	72.1	137.9	315.8	$1.61 \times 10^3$	$2.01 \times 10^{-1}$	$4.38 \times 10^{-1}$
L3P-50	73.0	137.6	318.2	$1.63 \times 10^3$	$1.49 \times 10^{-1}$	$3.17 \times 10^{-1}$
L3P-40	73.1	137.6	318.7	$1.64 \times 10^3$	$1.65 \times 10^{-1}$	$3.55 \times 10^{-1}$
L3P-30	73.4	137.5	319.2	$1.64 \times 10^3$	$1.82 \times 10^{-1}$	$3.79 \times 10^{-1}$
L2P-50	73.7	137.4	320.4	$1.65 \times 10^3$	$1.12 \times 10^{-1}$	$2.86 \times 10^{-1}$
L2P-40	74.3	137.2	322.0	$1.66 \times 10^3$	$1.32 \times 10^{-1}$	$2.92 \times 10^{-1}$
L2P-30	73.9	137.3	321.0	$1.65 \times 10^3$	$1.39 \times 10^{-1}$	$3.22 \times 10^{-1}$
L1P-50	73.2	137.6	319.6	$1.64 \times 10^3$	$6.41 \times 10^{-2}$	$2.07 \times 10^{-1}$
L1P-40	74.2	137.3	322.2	$1.66 \times 10^3$	$6.82 \times 10^{-2}$	$1.72 \times 10^{-1}$
L1P-30	74.0	137.3	321.7	$1.66 \times 10^3$	$7.16 \times 10^{-2}$	$2.19 \times 10^{-1}$
LL1P-50	72.7	137.7	318.5	$1.63 \times 10^3$	$2.69 \times 10^{-2}$	$1.02 \times 10^{-1}$
LL1P-40	73.3	137.5	319.9	$1.64 \times 10^3$	$2.43 \times 10^{-2}$	$8.85 \times 10^{-2}$
LL1P-30	73.0	137.6	319.4	$1.64 \times 10^3$	$2.81 \times 10^{-2}$	$1.11 \times 10^{-1}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

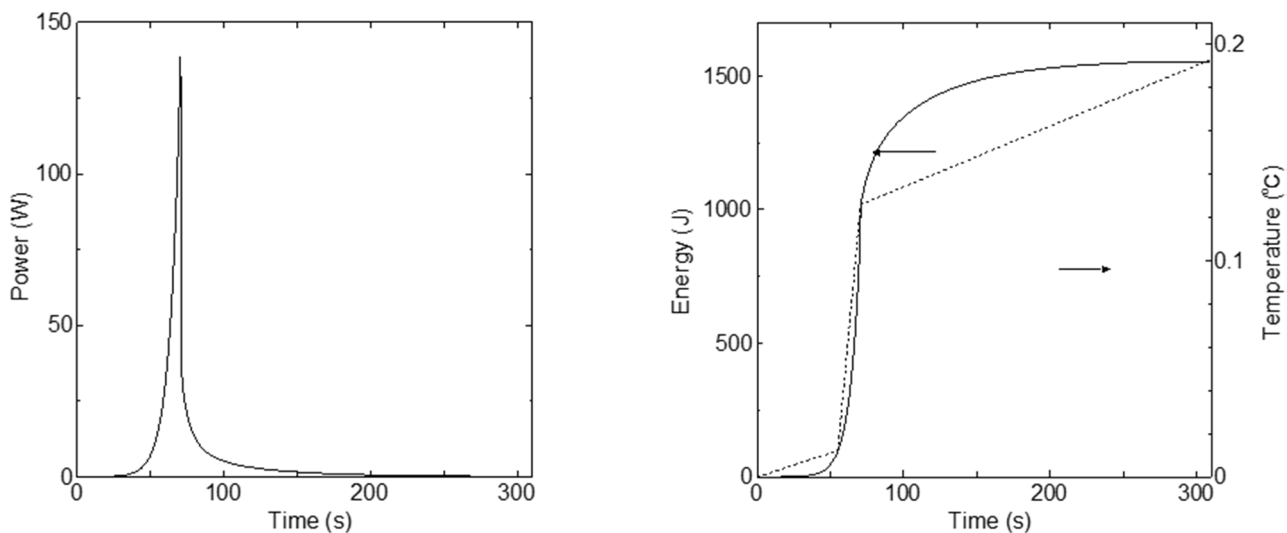
b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値

第 10-2-4 表 軽水減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜き解析結果（ケース A）

炉心名称	列	120W 超まで の時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W まで の時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
C30G0	4	37.8	180.0	257.1	$8.81 \times 10^2$	$1.29 \times 10^{-2}$	$3.26 \times 10^{-2}$
	5	37.8	180.0	257.1	$8.81 \times 10^2$	$1.32 \times 10^{-2}$	$3.15 \times 10^{-2}$
C35G0	4	38.0	179.2	258.0	$8.86 \times 10^2$	$1.80 \times 10^{-2}$	$4.09 \times 10^{-2}$
	5	37.9	179.6	257.5	$8.84 \times 10^2$	$1.78 \times 10^{-2}$	$4.10 \times 10^{-2}$
C45G0	4	37.8	180.1	256.8	$8.80 \times 10^2$	$2.55 \times 10^{-2}$	$5.08 \times 10^{-2}$
	5	37.8	180.1	256.8	$8.80 \times 10^2$	$2.50 \times 10^{-2}$	$5.27 \times 10^{-2}$
C60G0	4	37.3	182.2	254.5	$8.65 \times 10^2$	$2.39 \times 10^{-2}$	$4.34 \times 10^{-2}$
	5	37.3	182.2	254.5	$8.65 \times 10^2$	$2.35 \times 10^{-2}$	$4.44 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	37.4	181.9	254.9	$8.67 \times 10^2$	$2.62 \times 10^{-2}$	$6.87 \times 10^{-2}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		36.4	186.3	250.5	$8.40 \times 10^2$	$1.97 \times 10^{-2}$	$6.51 \times 10^{-2}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		36.4	186.3	250.5	$8.40 \times 10^2$	$1.77 \times 10^{-2}$	$5.84 \times 10^{-2}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		36.4	185.9	250.9	$8.43 \times 10^2$	$1.63 \times 10^{-2}$	$5.16 \times 10^{-2}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		37.0	183.5	253.2	$8.57 \times 10^2$	$1.41 \times 10^{-2}$	$3.74 \times 10^{-2}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		37.5	181.3	255.6	$8.72 \times 10^2$	$1.31 \times 10^{-2}$	$2.79 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	37.3	182.3	254.5	$8.65 \times 10^2$	$2.60 \times 10^{-2}$	$6.71 \times 10^{-2}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		36.0	188.0	248.9	$8.31 \times 10^2$	$1.99 \times 10^{-2}$	$6.63 \times 10^{-2}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		35.9	188.4	248.5	$8.28 \times 10^2$	$1.79 \times 10^{-2}$	$6.03 \times 10^{-2}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		36.0	188.0	248.9	$8.31 \times 10^2$	$1.63 \times 10^{-2}$	$5.42 \times 10^{-2}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		36.6	185.1	251.7	$8.47 \times 10^2$	$1.39 \times 10^{-2}$	$4.04 \times 10^{-2}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		37.3	182.0	254.8	$8.67 \times 10^2$	$1.28 \times 10^{-2}$	$3.05 \times 10^{-2}$
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	36.7	184.5	252.1	$8.51 \times 10^2$	$2.29 \times 10^{-2}$	$5.98 \times 10^{-2}$
C60G (5H <sub>2</sub> O)		35.9	188.3	248.6	$8.29 \times 10^2$	$1.71 \times 10^{-2}$	$5.27 \times 10^{-2}$
C60G (7H <sub>2</sub> O)		36.1	187.5	249.4	$8.34 \times 10^2$	$1.46 \times 10^{-2}$	$4.12 \times 10^{-2}$
C60G (10H <sub>2</sub> O)		36.6	185.0	251.7	$8.48 \times 10^2$	$1.30 \times 10^{-2}$	$3.01 \times 10^{-2}$
C60G (15H <sub>2</sub> O)		37.1	183.0	253.7	$8.60 \times 10^2$	$1.22 \times 10^{-2}$	$2.28 \times 10^{-2}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

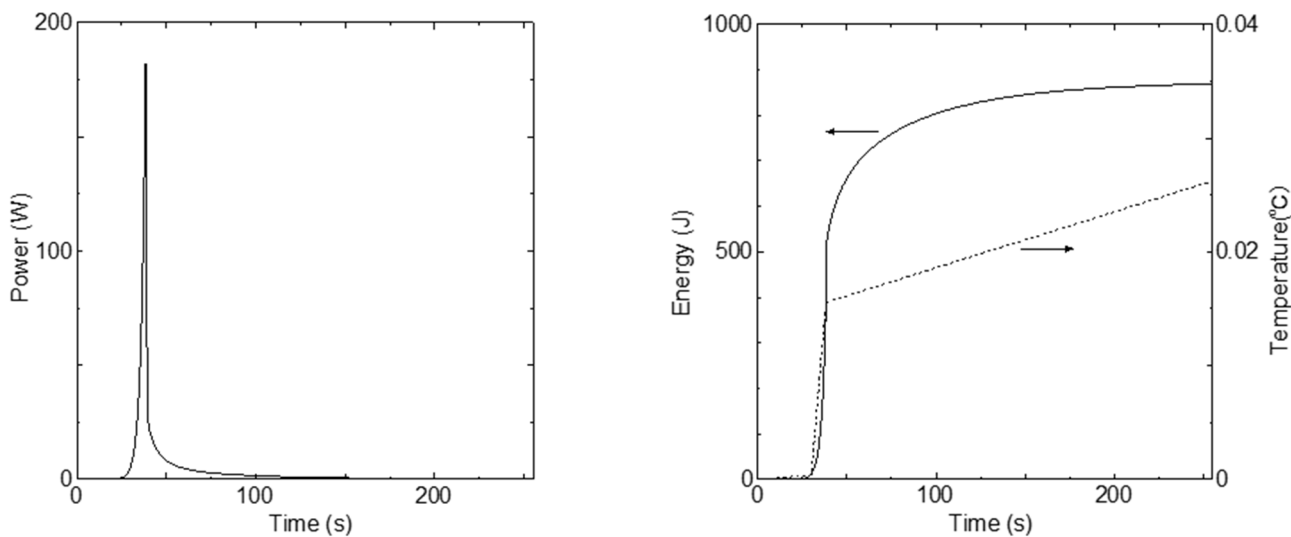
b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値



第 10-2-2 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き（ケース A）

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（固体減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：L5. 5P-30 炉心）



第 10-2-3 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き（ケース A）

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（軽水減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心）

第 10-2-5 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜き解析結果（ケース B）

炉心名称	120W 超までの時間 <sup>d</sup> (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	手動スクラム時の出力 <sup>e</sup> (W)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50°	1815.7	103.0	3601.0	0.154	$9.08 \times 10^4$	$1.01 \times 10^1$	$2.31 \times 10^1$
L5.5P-40°	1810.1	99.1	3601.0	0.147	$8.74 \times 10^4$	$1.06 \times 10^1$	$2.43 \times 10^1$
L5.5P-30°	1814.3	102.0	3601.0	0.152	$9.00 \times 10^4$	$1.12 \times 10^1$	$2.56 \times 10^1$
L4P-50	1769.5	120.1	2136.7	—	$4.07 \times 10^4$	$4.00 \times 10^0$	$8.93 \times 10^0$
L4P-40°	1857.0	113.5	3605.0	0.240	$1.02 \times 10^5$	$1.20 \times 10^1$	$2.62 \times 10^1$
L4P-30°	1853.9	111.0	3604.7	0.234	$9.95 \times 10^4$	$1.24 \times 10^1$	$2.71 \times 10^1$
L3P-50	1731.4	120.2	2098.9	—	$3.55 \times 10^4$	$3.25 \times 10^0$	$6.91 \times 10^0$
L3P-40	1720.7	120.2	2088.0	—	$3.44 \times 10^4$	$3.48 \times 10^0$	$7.47 \times 10^0$
L3P-30	1729.5	120.2	2097.2	—	$3.50 \times 10^4$	$3.89 \times 10^0$	$8.09 \times 10^0$
L2P-50	1627.0	120.5	1992.2	—	$2.69 \times 10^4$	$1.82 \times 10^0$	$4.67 \times 10^0$
L2P-40	1647.7	120.5	2006.8	—	$2.73 \times 10^4$	$2.17 \times 10^0$	$4.80 \times 10^0$
L2P-30	1634.7	120.5	1997.2	—	$2.69 \times 10^4$	$2.25 \times 10^0$	$5.23 \times 10^0$
L1P-50	1571.6	120.6	1934.2	—	$2.35 \times 10^4$	$9.20 \times 10^{-1}$	$2.98 \times 10^0$
L1P-40	1582.4	120.6	1946.0	—	$2.36 \times 10^4$	$9.70 \times 10^{-1}$	$2.44 \times 10^0$
L1P-30	1579.3	120.6	1942.7	—	$2.36 \times 10^4$	$1.02 \times 10^0$	$3.12 \times 10^0$
LL1P-50	1542.9	120.7	1904.3	—	$2.23 \times 10^4$	$3.67 \times 10^{-1}$	$1.39 \times 10^0$
LL1P-40	1549.2	120.7	1911.3	—	$2.23 \times 10^4$	$3.30 \times 10^{-1}$	$1.20 \times 10^0$
LL1P-30	1546.4	120.7	1908.2	—	$2.23 \times 10^4$	$3.81 \times 10^{-1}$	$1.52 \times 10^0$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値

c 120W まで到達することなく未臨界に移行し、最終的に 3600 秒後に手動スクラム（1 秒後に反応度印加）で停止したケース

d 出力が 120W まで上昇しない場合は出力が最大となるまでの時間

e 手動スクラムの 1 秒後の反応度が印加される直前での出力

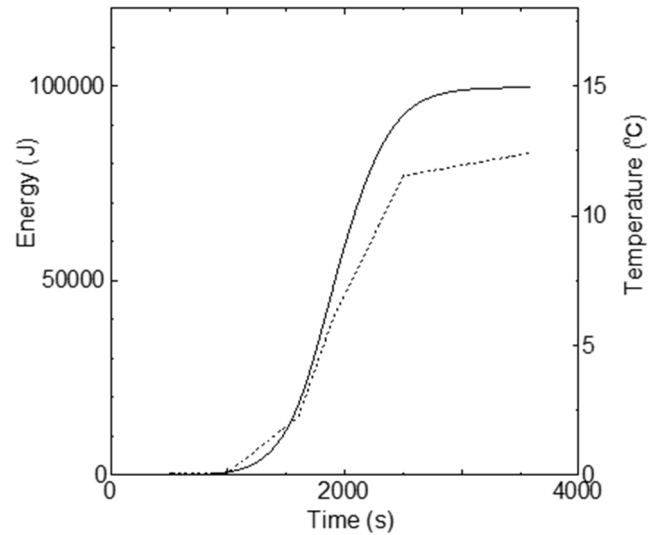
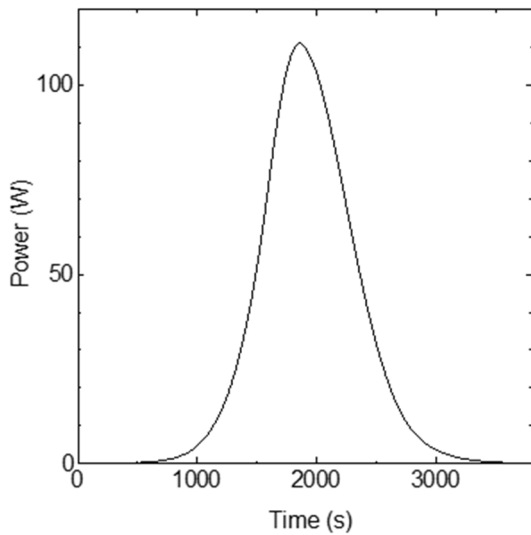
第 10-2-6 表 軽水減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の原子炉起動時における  
制御棒の異常な引抜き解析結果（ケース B）

炉心名称	列	120W 超まで の時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W まで の時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
C30G0	4	1546.3	120.7	1922.3	$2.27 \times 10^4$	$3.31 \times 10^{-1}$	$8.40 \times 10^{-1}$
	5	1546.5	120.7	1922.5	$2.27 \times 10^4$	$3.41 \times 10^{-1}$	$8.12 \times 10^{-1}$
C35G0	4	1557.2	120.7	1933.8	$2.31 \times 10^4$	$4.68 \times 10^{-1}$	$1.06 \times 10^0$
	5	1554.6	120.7	1931.0	$2.30 \times 10^4$	$4.65 \times 10^{-1}$	$1.07 \times 10^0$
C45G0	4	1566.7	120.6	1942.9	$2.39 \times 10^4$	$6.93 \times 10^{-1}$	$1.38 \times 10^0$
	5	1564.7	120.6	1940.9	$2.38 \times 10^4$	$6.74 \times 10^{-1}$	$1.42 \times 10^0$
C60G0	4	1543.0	120.7	1917.6	$2.32 \times 10^4$	$6.39 \times 10^{-1}$	$1.16 \times 10^0$
	5	1542.2	120.7	1916.9	$2.31 \times 10^4$	$6.29 \times 10^{-1}$	$1.19 \times 10^0$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	1547.4	120.6	1922.3	$2.33 \times 10^4$	$7.03 \times 10^{-1}$	$1.85 \times 10^0$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		1501.3	120.7	1873.1	$2.19 \times 10^4$	$5.12 \times 10^{-1}$	$1.70 \times 10^0$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		1493.2	120.8	1864.8	$2.15 \times 10^4$	$4.53 \times 10^{-1}$	$1.49 \times 10^0$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		1497.0	120.7	1868.9	$2.16 \times 10^4$	$4.17 \times 10^{-1}$	$1.32 \times 10^0$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		1517.5	120.7	1884.5	$2.21 \times 10^4$	$3.63 \times 10^{-1}$	$9.64 \times 10^{-1}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		1538.1	120.7	1913.2	$1.99 \times 10^3$	$2.99 \times 10^{-2}$	$6.38 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	1542.0	120.7	1916.6	$2.31 \times 10^4$	$6.95 \times 10^{-1}$	$1.79 \times 10^0$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		1473.6	120.8	1844.0	$2.08 \times 10^4$	$4.99 \times 10^{-1}$	$1.66 \times 10^0$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		1470.8	120.8	1841.0	$2.08 \times 10^4$	$4.49 \times 10^{-1}$	$1.51 \times 10^0$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		1478.3	120.8	1848.9	$2.11 \times 10^4$	$4.15 \times 10^{-1}$	$1.37 \times 10^0$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		1502.7	120.7	1875.1	$2.17 \times 10^4$	$3.57 \times 10^{-1}$	$1.03 \times 10^0$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		1530.9	120.7	1905.4	$2.24 \times 10^4$	$3.31 \times 10^{-1}$	$7.90 \times 10^{-1}$
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	1518.0	120.7	1891.0	$2.24 \times 10^4$	$6.04 \times 10^{-1}$	$1.57 \times 10^0$
C60G (5H <sub>2</sub> O)		1483.2	120.7	1853.7	$2.14 \times 10^4$	$4.43 \times 10^{-1}$	$1.36 \times 10^0$
C60G (7H <sub>2</sub> O)		1487.1	120.8	1858.0	$2.14 \times 10^4$	$3.75 \times 10^{-1}$	$1.06 \times 10^0$
C60G (10H <sub>2</sub> O)		1505.8	120.7	1878.3	$2.19 \times 10^4$	$3.34 \times 10^{-1}$	$7.76 \times 10^{-1}$
C60G (15H <sub>2</sub> O)		1521.2	120.7	1895.0	$2.22 \times 10^4$	$3.15 \times 10^{-1}$	$5.89 \times 10^{-1}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値

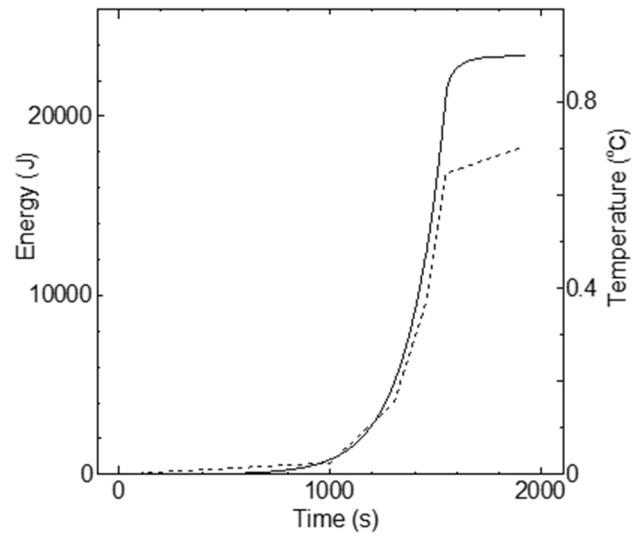
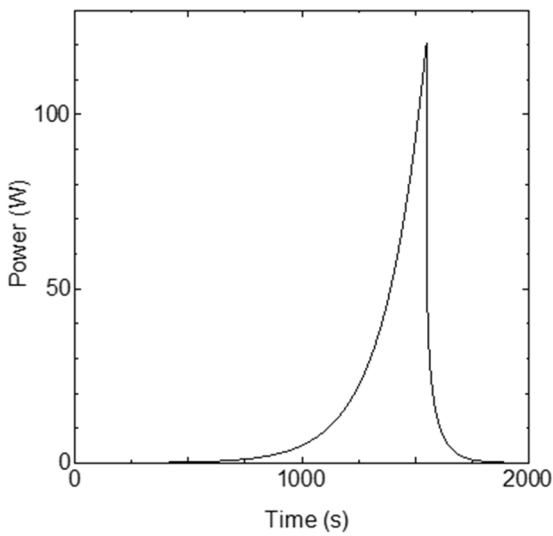




第 10-2-4 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き（ケース B）

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（固体減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：L4P-30 炉心）



第 10-2-5 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き（ケース B）

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（軽水減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心）

### 10-2-3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

#### 10-2-3-1 発生状況及び防止対策

出力運転中に運転員の誤操作又は制御棒駆動装置の誤動作等により、制御棒が連続的に引き抜かれた場合、炉心に過度の反応度投入が起こり、原子炉出力が急上昇するため、燃料及び減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。このような誤操作等を防止し、また、万一発生した場合でもその影響を限定するために、次のような対策を講じている。

- (1) 制御棒は、電磁石で保持され、その電磁石を電動機で上下に動かすことにより駆動される。その駆動速度は、上下とも一定に保たれている。
- (2) 制御棒による最大反応度添加率は、 $0.02\% \Delta k/k/s$  とする。
- (3) 炉周期が 30 秒以下になれば、インターロックにより制御棒の引抜きは制限されるとともに、警報が発報し運転員に異常を知らせる。さらに、15 秒以下になれば一せい挿入、10 秒以下になればスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。
- (4) 運転中は、出力変化を監視するために、線型出力計の表示が概ね 10%~80% 範囲となるような適切な出力レンジの値に設定する。出力が線型出力計の各レンジの 110% 以上のとき一せい挿入、120% 以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

#### ~~10-2-3-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心及び低濃縮ウラン炉心）~~

~~高濃縮ウラン炉心及び低濃縮ウラン炉心における出力運転中の制御棒の異常な引抜きについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。~~

- ~~(1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに過剰反応度は、制限値の最大値（固体減速架台  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $0.5\% \Delta k/k$ ）とし、制御棒の全反応度及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、制限値の最小値（ $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。~~
- ~~(2) 各炉心で起動時として反応度が投入される前の原子炉の状態は、出力  $0.01W$  の臨界状態を保っており、その際の線型出力計の指示値は、100% で出力が  $100W$  となるレンジであったとする。~~
- ~~(2) その他の条件については、「10-2-2-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）」の解析条件と同じとする。~~

#### 10-2-3-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における出力運転中の制御棒の異常な引抜きについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに過剰反応度は、制限値の最大値（固体減速架台炉心  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心  $0.5\% \Delta k/k$ ）とし、制御棒の全反応度は、制限値の最小値（固体減速架台炉心  $1.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速架台炉心  $1.5\% \Delta k/k$ ）、及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、制限値の最小値（ $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。

- (2) 各炉心で起動時として反応度が投入される前の原子炉の状態は、出力 0.01W の臨界状態を保っており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が 100W となるレンジであったとする。
- (3) その他の条件については、「10-2-2-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）」の解析条件と同じとする。

### 10-2-3-3 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における出力運転中の制御棒の異常な引抜きについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに過剰反応度は、制限値の最大値（固体減速架台炉心 0.35% $\Delta k/k$ 、軽水減速炉心 0.5% $\Delta k/k$ ）とし、制御棒の全反応度は、制限値の最小値（固体減速架台炉心 1.35% $\Delta k/k$ 、軽水減速炉心 1.5% $\Delta k/k$ ）、及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、制限値の最小値（1% $\Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 各炉心で起動時として反応度が投入される前の原子炉の状態は、出力 0.01W の臨界状態を保っており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が 100W となるレンジであったとする。
- (3) その他の条件については、「10-2-2-3 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）」の解析条件の(3)のケース A、(4)及び(5)と同じとする。

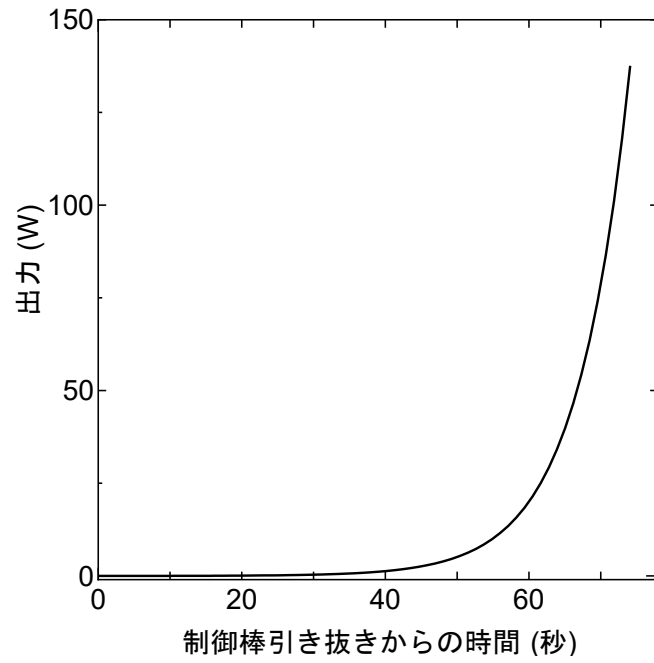
### 10-2-3-~~3~~4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

解析結果を第 10-2-7 表、第 10-2-8 表及び第 10-2-6 図に示す。全ての炉心において、燃料の温度上昇量の最大値は、1°C以下であり、構造材のアルミニウム及び減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、初期温度を 25°Cとしたとき、燃料、構造材のアルミニウム、減速材の温度は、全て 26°C以下となり、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。解析を行った温度の評価については「10-2-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）」と同じである。

第 10-2-7 表 固体減速架台炉心（高濃縮ウラン炉心）の出力運転中の  
制御棒の異常な引抜き解析結果

炉心名称	120W 超までの 時間 <sup>a</sup> (s)	最大出力 (W)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)
E3. 7P	71. 50	138. 07	983. 7	$2. 50 \times 10^{-1}$
E3P	73. 10	137. 58	1006. 1	$2. 38 \times 10^{-1}$
E2P	74. 90	137. 06	1030. 9	$2. 05 \times 10^{-1}$
E1P	76. 41	136. 65	1051. 7	$1. 32 \times 10^{-1}$
EE1P	75. 83	136. 81	1043. 6	$6. 32 \times 10^{-2}$
EEE1P	74. 27	137. 24	1022. 3	$3. 80 \times 10^{-2}$
EN3P	70. 77	138. 30	974. 1	$1. 34 \times 10^{-1}$
ENN3P	70. 69	138. 33	973. 3	$1. 20 \times 10^{-1}$
ENNN3P	70. 71	138. 32	973. 3	$6. 50 \times 10^{-2}$
EEN1P	72. 83	137. 66	1002. 5	$3. 09 \times 10^{-2}$
EN1P	72. 91	137. 64	1003. 6	$4. 61 \times 10^{-2}$
ENN1P	72. 01	137. 91	991. 2	$2. 19 \times 10^{-2}$
E1. 5G	62. 82	141. 34	863. 6	$6. 38 \times 10^{-2}$
E1. 5G	63. 10	141. 21	867. 4	$6. 94 \times 10^{-2}$
E0. 5G	63. 26	141. 13	870. 0	$3. 78 \times 10^{-2}$
E3G	62. 21	141. 61	855. 0	$7. 52 \times 10^{-2}$

a 起動後 120W を超過してスクラム信号が発するまでの時間



第 10-2-6 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果 (E3P 炉心)

第 10-2-8 表 軽水減速架台炉心（高濃縮ウラン炉心）の出力運転中の  
制御棒の異常な引抜き解析結果

炉心名称	列	120W 超までの 時間 <sup>a</sup> (s)	最大出力 (W)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)
C35G0	3	37.92	179.68	445.3	$7.76 \times 10^{-2}$
C35G0	4	38.24	178.51	449.7	$1.09 \times 10^{-1}$
C35G0	5	38.26	178.45	449.9	$1.11 \times 10^{-1}$
C35G0	6	38.19	178.68	449.0	$1.05 \times 10^{-1}$
C35G (2H <sub>2</sub> O)	5	37.66	180.68	441.7	$1.13 \times 10^{-1}$
C35G (5H <sub>2</sub> O)	5	36.48	185.71	425.5	$8.58 \times 10^{-2}$
C35G (10H <sub>2</sub> O)	5	37.15	182.76	434.7	$6.14 \times 10^{-2}$
C35G (15H <sub>2</sub> O)	5	37.85	179.95	444.3	$5.69 \times 10^{-2}$
C35G (5D <sub>2</sub> O)	5	36.68	184.80	428.2	$1.04 \times 10^{-1}$
C35G (10D <sub>2</sub> O)	5	36.25	186.79	422.4	$9.36 \times 10^{-2}$
C35G (15D <sub>2</sub> O)	5	36.26	186.71	422.6	$8.44 \times 10^{-2}$
C35G (20D <sub>2</sub> O)	5	36.44	185.85	425.1	$7.72 \times 10^{-2}$
C35G (30D <sub>2</sub> O)	5	36.87	183.92	431.0	$6.81 \times 10^{-2}$
C30G0	3	37.97	179.51	446.0	$5.40 \times 10^{-2}$
C30G0	5	38.37	178.05	451.5	$8.76 \times 10^{-2}$
C30G (2H <sub>2</sub> O)	5	37.89	179.80	444.9	$9.26 \times 10^{-2}$
C30G (5H <sub>2</sub> O)	5	36.63	185.03	427.6	$7.08 \times 10^{-2}$
C30G (10H <sub>2</sub> O)	5	37.23	182.41	435.8	$4.89 \times 10^{-2}$
C30G (15H <sub>2</sub> O)	5	37.96	179.56	445.8	$4.50 \times 10^{-2}$
C45G0	3	38.02	179.32	446.7	$9.43 \times 10^{-2}$
C45G0	5	37.62	180.86	441.1	$1.41 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)	5	36.00	188.03	419.0	$1.02 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)	5	36.71	184.64	428.7	$7.67 \times 10^{-2}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)	5	37.29	182.17	436.6	$7.20 \times 10^{-2}$
C20G0	5	37.69	180.59	442.1	$2.84 \times 10^{-2}$
C25G0	5	37.77	180.29	443.1	$6.21 \times 10^{-2}$
C60G0	5	36.55	185.40	426.5	$1.53 \times 10^{-1}$

a 起動後 120W を超過してスクラム信号が発するまでの時間

### 10-2-3-45 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

解析結果を第 10-2-9 表、第 10-2-10 表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは L5.5P-30 炉心で、初期温度を 25℃としたとき、燃料温度上昇は約 0.68℃である。出力及び温度変化を第 10-2-7 図に示す。軽水減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心で、燃料温度上昇は約 0.21℃である。出力及び温度変化を第 10-2-8 図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+10%以下であり、判断基準を満足している。

第 10-2-9 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果

炉心名称	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50	4.24	127.6	374.4	2.40×10 <sup>3</sup>	2.67×10 <sup>-1</sup>	6.10×10 <sup>-1</sup>
L5.5P-40	4.24	127.6	374.4	2.40×10 <sup>3</sup>	2.90×10 <sup>-1</sup>	6.68×10 <sup>-1</sup>
L5.5P-30	4.24	127.6	374.4	2.40×10 <sup>3</sup>	2.98×10 <sup>-1</sup>	6.83×10 <sup>-1</sup>
L4P-50	4.28	127.5	376.2	2.43×10 <sup>3</sup>	2.38×10 <sup>-1</sup>	5.32×10 <sup>-1</sup>
L4P-40	4.29	127.5	377.0	2.44×10 <sup>3</sup>	2.87×10 <sup>-1</sup>	6.29×10 <sup>-1</sup>
L4P-30	4.29	127.5	377.0	2.44×10 <sup>3</sup>	3.04×10 <sup>-1</sup>	6.64×10 <sup>-1</sup>
L3P-50	4.32	127.4	378.0	2.45×10 <sup>3</sup>	2.25×10 <sup>-1</sup>	4.77×10 <sup>-1</sup>
L3P-40	4.32	127.4	378.2	2.46×10 <sup>3</sup>	2.48×10 <sup>-1</sup>	5.33×10 <sup>-1</sup>
L3P-30	4.33	127.4	378.4	2.46×10 <sup>3</sup>	2.73×10 <sup>-1</sup>	5.68×10 <sup>-1</sup>
L2P-50	4.34	127.4	379.0	2.47×10 <sup>3</sup>	1.67×10 <sup>-1</sup>	4.28×10 <sup>-1</sup>
L2P-40	4.35	127.4	379.6	2.48×10 <sup>3</sup>	1.97×10 <sup>-1</sup>	4.35×10 <sup>-1</sup>
L2P-30	4.34	127.4	379.2	2.47×10 <sup>3</sup>	2.07×10 <sup>-1</sup>	4.81×10 <sup>-1</sup>
L1P-50	4.33	127.4	378.8	2.47×10 <sup>3</sup>	9.63×10 <sup>-2</sup>	3.12×10 <sup>-1</sup>
L1P-40	4.35	127.3	379.8	2.48×10 <sup>3</sup>	1.02×10 <sup>-1</sup>	2.56×10 <sup>-1</sup>
L1P-30	4.35	127.4	379.6	2.48×10 <sup>3</sup>	1.07×10 <sup>-1</sup>	3.28×10 <sup>-1</sup>
LL1P-50	4.32	127.4	378.4	2.46×10 <sup>3</sup>	4.06×10 <sup>-2</sup>	1.53×10 <sup>-1</sup>
LL1P-40	4.34	127.4	379.0	2.47×10 <sup>3</sup>	3.65×10 <sup>-2</sup>	1.33×10 <sup>-1</sup>
LL1P-30	4.33	127.4	378.8	2.47×10 <sup>3</sup>	4.23×10 <sup>-2</sup>	1.68×10 <sup>-1</sup>

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値

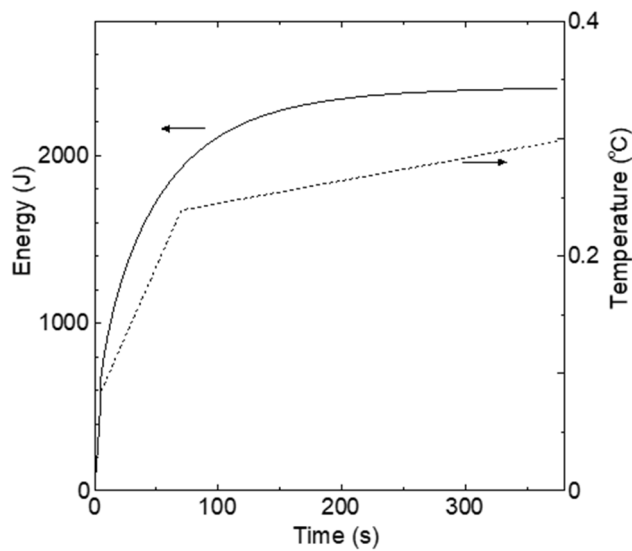
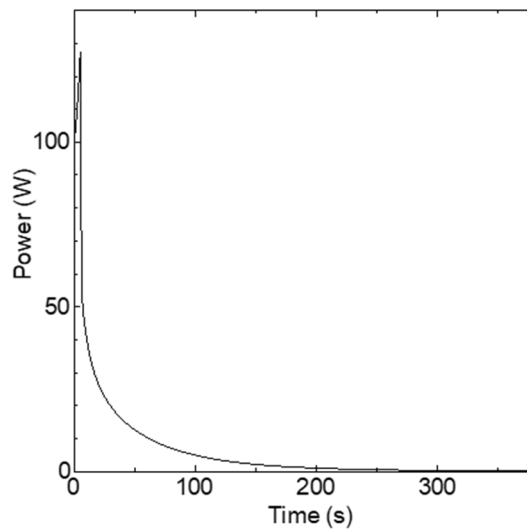
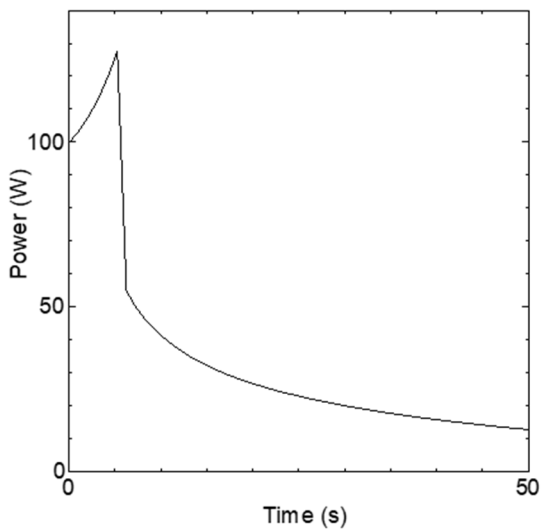
第 10-2-10 表 軽水減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の出力運転中の  
制御棒の異常な引抜き解析結果

炉心名称	列	120W 超まで の時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W まで の時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
C30G0	4	4.32	127.41	392.73	$2.64 \times 10^3$	$3.86 \times 10^{-2}$	$9.79 \times 10^{-2}$
	5	4.32	127.41	392.73	$2.64 \times 10^3$	$3.97 \times 10^{-2}$	$9.46 \times 10^{-2}$
C35G0	4	4.33	127.39	393.15	$2.65 \times 10^3$	$5.38 \times 10^{-2}$	$1.22 \times 10^{-1}$
	5	4.33	127.40	392.94	$2.65 \times 10^3$	$5.34 \times 10^{-2}$	$1.23 \times 10^{-1}$
C45G0	4	4.32	127.41	392.52	$2.64 \times 10^3$	$7.67 \times 10^{-2}$	$1.53 \times 10^{-1}$
	5	4.32	127.41	392.52	$2.64 \times 10^3$	$7.49 \times 10^{-2}$	$1.58 \times 10^{-1}$
C60G0	4	4.29	127.46	391.26	$2.62 \times 10^3$	$7.24 \times 10^{-2}$	$1.32 \times 10^{-1}$
	5	4.29	127.46	391.26	$2.62 \times 10^3$	$7.13 \times 10^{-2}$	$1.35 \times 10^{-1}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	4.30	127.45	391.47	$2.63 \times 10^3$	$7.93 \times 10^{-2}$	$2.08 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		4.25	127.54	389.15	$2.59 \times 10^3$	$6.06 \times 10^{-2}$	$2.01 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		4.25	127.54	389.15	$2.59 \times 10^3$	$5.47 \times 10^{-2}$	$1.80 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		4.25	127.53	389.36	$2.59 \times 10^3$	$5.01 \times 10^{-2}$	$1.59 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		4.28	127.48	390.63	$2.61 \times 10^3$	$4.29 \times 10^{-2}$	$1.14 \times 10^{-1}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		4.30	127.44	391.89	$2.63 \times 10^3$	$3.95 \times 10^{-2}$	$8.43 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	4.29	127.46	391.26	$2.62 \times 10^3$	$7.90 \times 10^{-2}$	$2.03 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		4.23	127.57	388.30	$2.58 \times 10^3$	$6.17 \times 10^{-2}$	$2.06 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		4.23	127.58	388.09	$2.58 \times 10^3$	$5.56 \times 10^{-2}$	$1.88 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		4.23	127.57	388.30	$2.58 \times 10^3$	$5.07 \times 10^{-2}$	$1.68 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		4.26	127.51	389.78	$2.60 \times 10^3$	$4.28 \times 10^{-2}$	$1.24 \times 10^{-1}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		4.30	127.45	391.47	$2.63 \times 10^3$	$3.88 \times 10^{-2}$	$9.25 \times 10^{-2}$
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	4.27	127.51	390.00	$2.60 \times 10^3$	$7.02 \times 10^{-2}$	$1.83 \times 10^{-1}$
C60G (5H <sub>2</sub> O)		4.23	127.58	388.09	$2.58 \times 10^3$	$5.33 \times 10^{-2}$	$1.64 \times 10^{-1}$
C60G (7H <sub>2</sub> O)		4.23	127.56	388.52	$2.58 \times 10^3$	$4.51 \times 10^{-2}$	$1.28 \times 10^{-1}$
C60G (10H <sub>2</sub> O)		4.26	127.51	389.79	$2.60 \times 10^3$	$3.98 \times 10^{-2}$	$9.23 \times 10^{-2}$
C60G (15H <sub>2</sub> O)		4.28	127.47	390.84	$2.62 \times 10^3$	$3.72 \times 10^{-2}$	$6.94 \times 10^{-2}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値



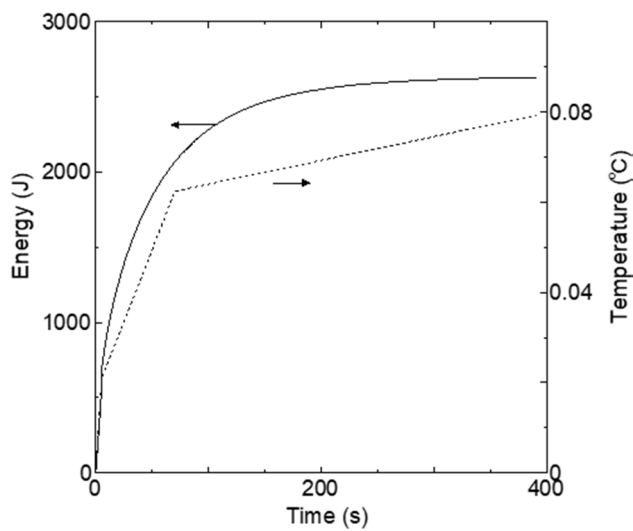
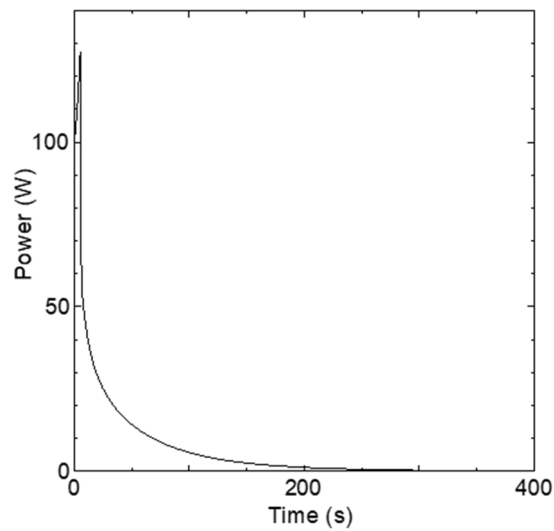
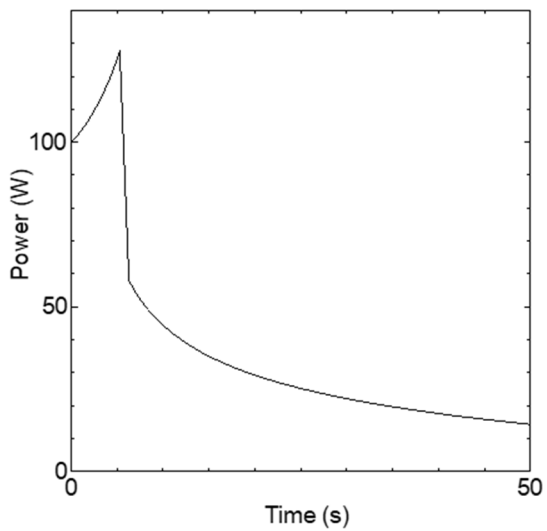


第 10-2-7 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

上図：出力変化（スケールの違う 2 つの図）

下図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（固体減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：L5.5P-30 炉心）



第 10-2-8 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

上図：出力変化（スケールの違う 2 つの図）

下図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（軽水減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心）

## 10-2-4 照射物実験物の異常等による反応度の付加

### 10-2-4-1 発生状況及び防止対策

原子炉の出力運転中に、炉心に直接又は燃料体に取り付けて挿入する照射物の位置が変化した場合、あるいは軽水減速炉心の炉心周辺に設置した挿入管に軽水が流入する又は位置が移動する等の異常が発生した場合、炉心に反応度が印加され、原子炉出力が急上昇するため、燃料及び減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。このような過度の反応度印加を防止し、また、万一発生した場合でもその影響を限定するために、次のような対策を講じている。

- (1) 炉心に直接又は燃料体にテープ等で取付けて挿入する照射物については、その位置が変化しないように、予め粘着テープ等で十分に固定する、又は隣接する燃料集合体を密着させて、その間の照射物を固定する等の措置を取る。
- (2) 軽水減速炉心の炉心周辺に設置した挿入管は、使用前に外観に異常がないことを確認する。またボルトで固定することにより、使用中に移動することがないように措置を取る。
- (3) 急激な反応度印加に伴い、炉周期が 30 秒以下になれば、インターロックにより制御棒の引抜きは制限されるとともに、警報が発報し運転員に異常を知らせる。さらに、15 秒以下になれば一せい挿入、10 秒以下になればスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。また、出力が線型出力計の各レンジの 110%以上のとき一せい挿入、120%以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。**固体減速炉心の中心架台及び軽水減速炉心のダンプ弁は、作動しないとする。**

以上の対策により、照射物実験物の異常等による反応度印加の発生の防止とその影響低減を行っているが、ここでは、低濃縮ウラン炉心において、照射物が炉心から落下する、**又は挿入管が破損して内部に水が流入する等**により $\Rightarrow$ 反応度印加が発生した場合の影響を評価することとする。

なお、高濃縮ウラン炉心については、燃料体に取り付けて挿入する照射物は使用しないこと、及び挿入管は異常が生じて炉心に反応度の影響を及ぼさない位置に設置することが規定されているため、本解析は実施しない。

### 10-2-4-2 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における照射物実験物の異常等による反応度の付加については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。**なお、「8-9-5 炉心装荷物」に記載したとおり、照射物と挿入管に異常が生じたときに印加される反応度は、同時に異常が生じた場合での値として制限しているので、以下のシナリオでは、照射物に異常が生じたとして記載する。**

- (1) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに**照射物を取り付けた状態において**過剰反応度は  $0\% \Delta k/k$  とし、制御棒の全反応度及びダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は、**全て**制限値の最小値 ( $1\% \Delta k/k$ ) であるとする。照射物の反応度は、固体減速炉心については絶対値で  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心については絶対値で  $0.5\% \Delta k/k$  とする。
- (2) 照射物を装着した状態で  $0.01W$  の臨界状態を保っており、その際の線型出力計の指示値は、

100%で出力が100Wとなるレンジであったとする。

(3) 【ケース A】

炉心に取り付けていた**実験物照射物**が炉心から落下し、照射物の最大反応度（固体減速炉心で  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心で  $0.5\% \Delta k/k$ ）がステップ状に加わるものとする。その際、対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。

【ケース B】

炉心に取り付けていた**実験物照射物**が炉心からゆっくり落下し、照射物の最大反応度（固体減速炉心で  $0.35\% \Delta k/k$ 、軽水減速炉心で  $0.5\% \Delta k/k$ ）が1時間（3600秒）をかけてランプ状に加わるものとする。その際、対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。

- (4) 出力が線型出力系の指示値の120%である120Wを超えたとき、スクラム信号を発するとする。ただし、指示値の110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ1本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した1秒後に、制御棒挿入によりステップ状の負の反応度に加わるものとする。**固体減速炉心の中心架台及び軽水減速炉心のダンプ弁は、作動しないとする。**

#### 10-2-4-3 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

【ケース A】

解析結果を第10-2-11表及び第10-2-12表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのはL5.5P-30炉心で、**初期温度を25℃としたとき、燃料温度上昇は約0.56℃である。**出力及び温度変化を第10-2-9図に示す。軽水減速炉心で最も燃料温度が高くなるのはC45G(2H<sub>2</sub>O)4列炉心で、燃料温度上昇は約0.14℃である。出力及び温度変化を第10-2-10図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。**また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+20%以下であり、判断基準を満足している。**

【ケース B】

解析結果を第10-2-13表及び第10-2-14表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのはL5.5P-30炉心で、**初期温度を25℃としたとき、燃料温度上昇は約2.6℃である。**出力及び温度変化を第10-2-11図に示す。軽水減速炉心で最も燃料温度が高くなるのはC45G(2H<sub>2</sub>O)4列炉心で、燃料温度上昇は約0.59℃である。出力及び温度変化を第10-2-12図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。**また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+10%以下であり、判断基準を満足している。**

第 10-2-11 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の照射物実験物の異常等による  
反応度の付加の解析結果（ケース A）

炉心名称	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50	58.0	138.8	388.3	$1.98 \times 10^3$	$2.20 \times 10^{-1}$	$5.04 \times 10^{-1}$
L5.5P-40	58.0	138.8	388.3	$1.98 \times 10^3$	$2.40 \times 10^{-1}$	$5.52 \times 10^{-1}$
L5.5P-30	58.0	138.8	388.3	$1.98 \times 10^3$	$2.47 \times 10^{-1}$	$5.64 \times 10^{-1}$
L4P-50	59.7	138.3	394.1	$2.04 \times 10^3$	$2.00 \times 10^{-1}$	$4.46 \times 10^{-1}$
L4P-40	60.6	138.0	396.6	$2.06 \times 10^3$	$2.42 \times 10^{-1}$	$5.31 \times 10^{-1}$
L4P-30	60.6	138.0	396.6	$2.06 \times 10^3$	$2.57 \times 10^{-1}$	$5.60 \times 10^{-1}$
L3P-50	61.5	137.7	399.8	$2.09 \times 10^3$	$1.91 \times 10^{-1}$	$4.06 \times 10^{-1}$
L3P-40	61.7	137.7	400.4	$2.09 \times 10^3$	$2.12 \times 10^{-1}$	$4.54 \times 10^{-1}$
L3P-30	62.0	137.6	401.1	$2.10 \times 10^3$	$2.33 \times 10^{-1}$	$4.85 \times 10^{-1}$
L2P-50	62.4	137.5	403.2	$2.12 \times 10^3$	$1.43 \times 10^{-1}$	$3.67 \times 10^{-1}$
L2P-40	63.0	137.3	405.0	$2.13 \times 10^3$	$1.69 \times 10^{-1}$	$3.75 \times 10^{-1}$
L2P-30	62.6	137.4	403.8	$2.12 \times 10^3$	$1.78 \times 10^{-1}$	$4.13 \times 10^{-1}$
L1P-50	62.0	137.6	402.6	$2.11 \times 10^3$	$8.24 \times 10^{-2}$	$2.67 \times 10^{-1}$
L1P-40	63.0	137.3	405.8	$2.14 \times 10^3$	$8.77 \times 10^{-2}$	$2.21 \times 10^{-1}$
L1P-30	62.8	137.3	405.2	$2.13 \times 10^3$	$9.21 \times 10^{-2}$	$2.82 \times 10^{-1}$
LL1P-50	61.5	137.7	401.4	$2.10 \times 10^3$	$3.46 \times 10^{-2}$	$1.31 \times 10^{-1}$
LL1P-40	62.1	137.5	403.3	$2.11 \times 10^3$	$3.13 \times 10^{-2}$	$1.14 \times 10^{-1}$
LL1P-30	61.9	137.6	402.6	$2.11 \times 10^3$	$3.61 \times 10^{-2}$	$1.43 \times 10^{-1}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値

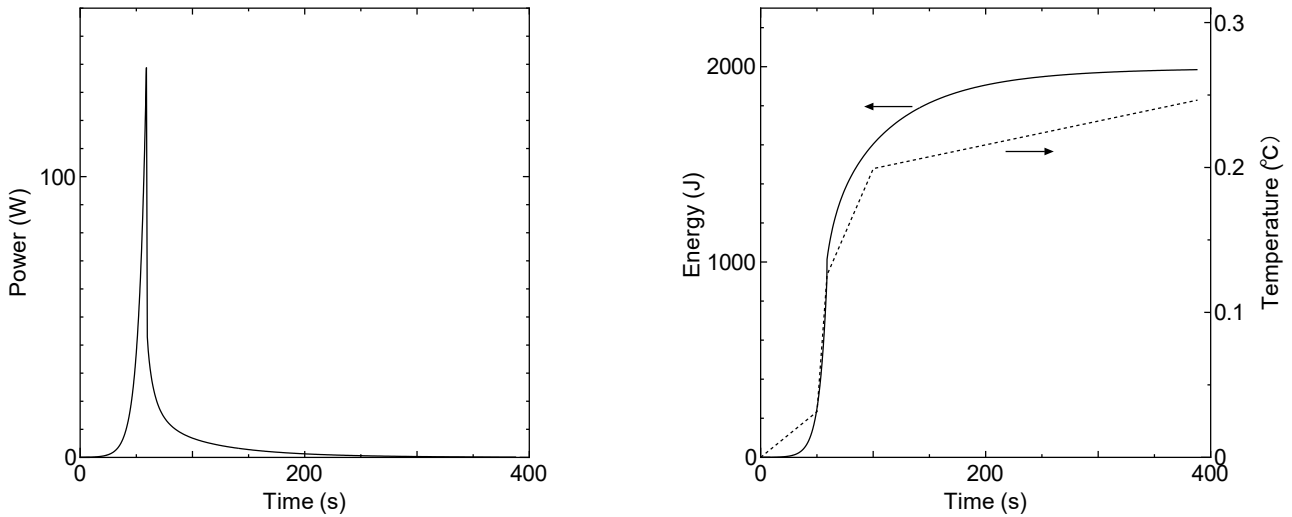
第 10-2-12 表 軽水減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の照射物実験物の異常等による

反応度の付加の解析結果（ケース A）

炉心名称	列	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
C30G0	4	19.9	180.0	481.7	$1.76 \times 10^3$	$2.57 \times 10^{-2}$	$6.52 \times 10^{-2}$
	5	19.9	180.0	481.6	$1.76 \times 10^3$	$2.65 \times 10^{-2}$	$6.31 \times 10^{-2}$
C35G0	4	20.1	179.3	483.0	$1.77 \times 10^3$	$3.60 \times 10^{-2}$	$8.18 \times 10^{-2}$
	5	20.0	179.6	482.3	$1.77 \times 10^3$	$3.57 \times 10^{-2}$	$8.21 \times 10^{-2}$
C45G0	4	19.8	180.2	480.5	$1.76 \times 10^3$	$5.11 \times 10^{-2}$	$1.02 \times 10^{-1}$
	5	19.8	180.2	480.6	$1.76 \times 10^3$	$4.99 \times 10^{-2}$	$1.05 \times 10^{-1}$
C60G0	4	19.3	182.3	476.5	$1.73 \times 10^3$	$4.78 \times 10^{-2}$	$8.68 \times 10^{-2}$
	5	19.3	182.3	476.6	$1.73 \times 10^3$	$4.71 \times 10^{-2}$	$8.89 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	19.4	182.0	477.2	$1.73 \times 10^3$	$5.24 \times 10^{-2}$	$1.37 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		18.3	186.3	469.9	$1.68 \times 10^3$	$3.94 \times 10^{-2}$	$1.30 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		18.3	186.3	469.9	$1.68 \times 10^3$	$3.55 \times 10^{-2}$	$1.17 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		18.4	185.9	470.6	$1.72 \times 10^3$	$3.31 \times 10^{-2}$	$1.05 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		18.9	183.5	474.7	$1.72 \times 10^3$	$2.82 \times 10^{-2}$	$7.49 \times 10^{-2}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		19.5	181.3	478.9	$1.75 \times 10^3$	$2.62 \times 10^{-2}$	$5.59 \times 10^{-2}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	19.3	182.3	476.5	$1.73 \times 10^3$	$5.21 \times 10^{-2}$	$1.34 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		17.9	188.0	467.3	$1.67 \times 10^3$	$3.99 \times 10^{-2}$	$1.33 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		17.8	188.4	466.6	$1.66 \times 10^3$	$3.59 \times 10^{-2}$	$1.21 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		17.9	188.0	467.2	$1.67 \times 10^3$	$3.28 \times 10^{-2}$	$1.09 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		18.6	185.1	472.0	$1.70 \times 10^3$	$2.79 \times 10^{-2}$	$8.09 \times 10^{-2}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		19.3	182.0	477.5	$1.74 \times 10^3$	$2.56 \times 10^{-2}$	$6.11 \times 10^{-2}$
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	18.7	184.6	472.5	$1.70 \times 10^3$	$4.59 \times 10^{-2}$	$1.20 \times 10^{-1}$
C60G (5H <sub>2</sub> O)		17.8	188.3	466.0	$1.66 \times 10^3$	$3.43 \times 10^{-2}$	$1.05 \times 10^{-1}$
C60G (7H <sub>2</sub> O)		18.0	187.5	467.8	$1.67 \times 10^3$	$2.92 \times 10^{-2}$	$8.26 \times 10^{-2}$
C60G (10H <sub>2</sub> O)		18.6	185.0	472.0	$1.70 \times 10^3$	$2.60 \times 10^{-2}$	$6.03 \times 10^{-2}$
C60G (15H <sub>2</sub> O)		19.1	183.0	475.5	$1.72 \times 10^3$	$2.45 \times 10^{-2}$	$4.57 \times 10^{-2}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値

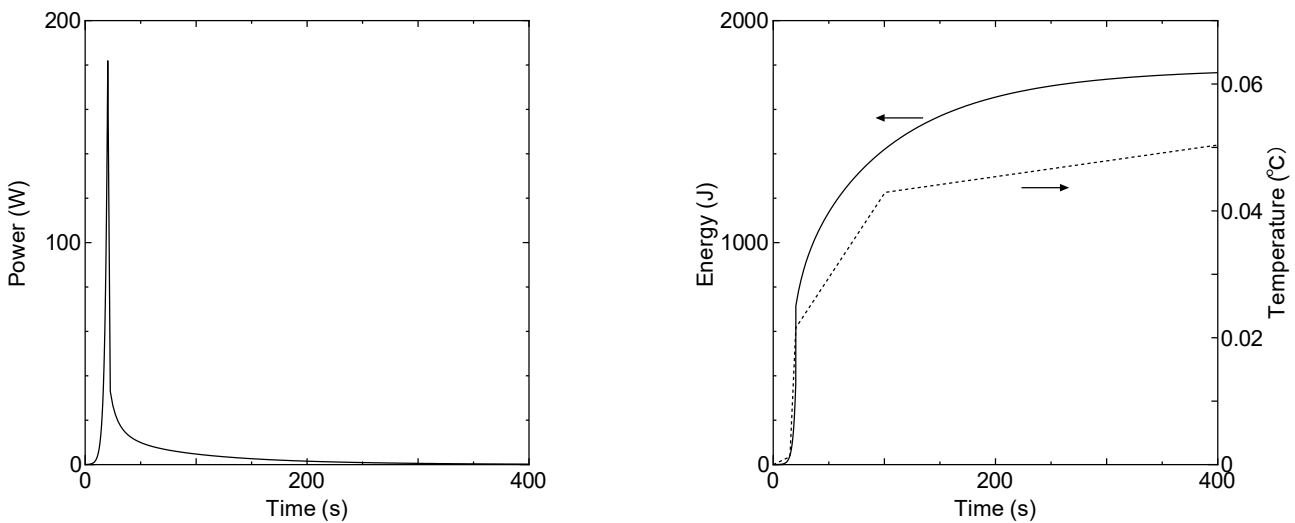


第 10-2-9 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き実験物の異常による反応度の付加 (ケース

A)

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化 (実線は積算出力、点線は温度)

(固体減速炉心 (低濃縮ウラン炉心) : L5.5P-30 炉心)



第 10-2-10 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き実験物の異常による反応度の付加 (ケース

A)

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化 (実線は積算出力、点線は温度)

(軽水減速炉心 (低濃縮ウラン炉心) : C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心)

第 10-2-13 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の照射物実験物の異常等による  
反応度の付加の解析結果（ケース B）

炉心名称	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50	1173.7	121.9	1507.2	$9.23 \times 10^3$	$1.02 \times 10^0$	$2.34 \times 10^0$
L5.5P-40	1175.0	121.9	1508.4	$9.24 \times 10^3$	$1.12 \times 10^0$	$2.57 \times 10^0$
L5.5P-30	1174.6	121.9	1508.0	$9.22 \times 10^3$	$1.15 \times 10^0$	$2.62 \times 10^0$
L4P-50	1180.7	122.0	1516.2	$9.21 \times 10^3$	$9.04 \times 10^{-1}$	$2.02 \times 10^0$
L4P-40	1184.7	121.9	1521.2	$9.27 \times 10^3$	$1.09 \times 10^0$	$2.39 \times 10^0$
L4P-30	1184.9	121.9	1521.5	$9.28 \times 10^3$	$1.16 \times 10^0$	$2.52 \times 10^0$
L3P-50	1187.2	122.0	1524.9	$9.23 \times 10^3$	$8.45 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^0$
L3P-40	1187.8	122.0	1525.6	$9.23 \times 10^3$	$9.32 \times 10^{-1}$	$2.00 \times 10^0$
L3P-30	1188.7	122.0	1526.9	$9.24 \times 10^3$	$1.03 \times 10^0$	$2.13 \times 10^0$
L2P-50	1187.4	122.1	1526.1	$9.10 \times 10^3$	$6.16 \times 10^{-1}$	$1.58 \times 10^0$
L2P-40	1190.6	122.0	1530.1	$9.15 \times 10^3$	$7.26 \times 10^{-1}$	$1.61 \times 10^0$
L2P-30	1188.8	122.0	1527.8	$9.13 \times 10^3$	$7.65 \times 10^{-1}$	$1.78 \times 10^0$
L1P-50	1183.6	122.1	1521.9	$8.97 \times 10^3$	$3.50 \times 10^{-1}$	$1.13 \times 10^0$
L1P-40	1187.9	122.1	1527.4	$9.01 \times 10^3$	$3.69 \times 10^{-1}$	$9.30 \times 10^{-1}$
L1P-30	1187.0	122.1	1526.2	$9.00 \times 10^3$	$3.88 \times 10^{-1}$	$1.19 \times 10^0$
LL1P-50	1180.2	122.2	1517.8	$8.89 \times 10^3$	$1.47 \times 10^{-1}$	$5.54 \times 10^{-1}$
LL1P-40	1182.7	122.1	1521.1	$8.91 \times 10^3$	$1.32 \times 10^{-1}$	$4.80 \times 10^{-1}$
LL1P-30	1181.8	122.1	1520.0	$8.90 \times 10^3$	$1.52 \times 10^{-1}$	$6.06 \times 10^{-1}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値



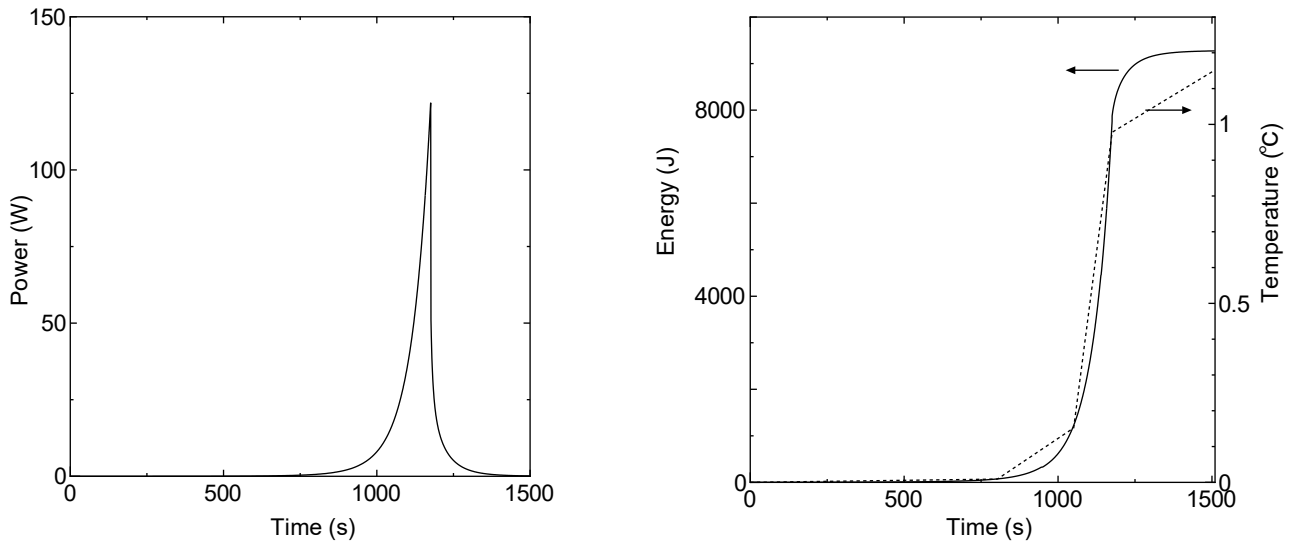
第 10-2-14 表 軽水減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）の照射物実験物の異常等による

反応度の付加の解析結果（ケース B）

炉心名称	列	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
C30G0	4	960.1	122.7	1298.0	$7.39 \times 10^3$	$1.08 \times 10^{-1}$	$2.74 \times 10^{-1}$
	5	960.1	122.7	1298.0	$7.39 \times 10^3$	$1.11 \times 10^{-1}$	$2.64 \times 10^{-1}$
C35G0	4	961.8	122.7	1300.3	$7.42 \times 10^3$	$1.51 \times 10^{-1}$	$3.42 \times 10^{-1}$
	5	961.1	122.7	1299.3	$7.41 \times 10^3$	$1.49 \times 10^{-1}$	$3.44 \times 10^{-1}$
C45G0	4	960.3	122.7	1298.0	$7.43 \times 10^3$	$2.16 \times 10^{-1}$	$4.29 \times 10^{-1}$
	5	960.3	122.7	1298.0	$7.42 \times 10^3$	$2.72 \times 10^{-2}$	$5.75 \times 10^{-2}$
C60G0	4	955.6	122.7	1291.7	$7.37 \times 10^3$	$2.03 \times 10^{-1}$	$3.70 \times 10^{-1}$
	5	955.6	122.7	1291.6	$7.37 \times 10^3$	$2.00 \times 10^{-1}$	$3.78 \times 10^{-1}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	4	956.4	122.7	1292.8	$7.38 \times 10^3$	$2.23 \times 10^{-1}$	$5.85 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		947.5	122.7	1280.8	$7.26 \times 10^3$	$1.70 \times 10^{-1}$	$5.63 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		947.1	122.8	1280.3	$7.25 \times 10^3$	$1.53 \times 10^{-1}$	$5.04 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		947.9	122.7	1281.4	$7.26 \times 10^3$	$1.40 \times 10^{-1}$	$4.44 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		952.6	122.7	1287.8	$7.31 \times 10^3$	$1.20 \times 10^{-1}$	$3.19 \times 10^{-1}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		957.3	122.7	1294.1	$7.37 \times 10^3$	$1.11 \times 10^{-1}$	$2.36 \times 10^{-1}$
C45G (2H <sub>2</sub> O)	5	955.6	122.7	1291.6	$7.36 \times 10^3$	$2.22 \times 10^{-1}$	$5.71 \times 10^{-1}$
C45G (5H <sub>2</sub> O)		943.7	122.8	1275.7	$7.19 \times 10^3$	$1.72 \times 10^{-1}$	$5.74 \times 10^{-1}$
C45G (6H <sub>2</sub> O)		942.9	122.8	1274.7	$7.19 \times 10^3$	$1.55 \times 10^{-1}$	$5.23 \times 10^{-1}$
C45G (7H <sub>2</sub> O)		943.9	122.8	1276.0	$7.20 \times 10^3$	$1.42 \times 10^{-1}$	$4.70 \times 10^{-1}$
C45G (10H <sub>2</sub> O)		949.4	122.7	1283.5	$7.27 \times 10^3$	$1.20 \times 10^{-1}$	$3.47 \times 10^{-1}$
C45G (15H <sub>2</sub> O)		955.7	122.7	1292.0	$7.35 \times 10^3$	$1.09 \times 10^{-1}$	$2.59 \times 10^{-1}$
C60G (2H <sub>2</sub> O)	4	950.8	122.7	1285.2	$7.31 \times 10^3$	$1.97 \times 10^{-1}$	$5.14 \times 10^{-1}$
C60G (5H <sub>2</sub> O)		943.6	122.8	1275.4	$7.21 \times 10^3$	$1.49 \times 10^{-1}$	$4.58 \times 10^{-1}$
C60G (7H <sub>2</sub> O)		945.0	122.8	1277.4	$7.23 \times 10^3$	$1.26 \times 10^{-1}$	$3.57 \times 10^{-1}$
C60G (10H <sub>2</sub> O)		949.6	122.7	1283.7	$7.28 \times 10^3$	$1.11 \times 10^{-1}$	$2.58 \times 10^{-1}$
C60G (15H <sub>2</sub> O)		953.4	122.7	1288.9	$7.32 \times 10^3$	$1.04 \times 10^{-1}$	$1.94 \times 10^{-1}$

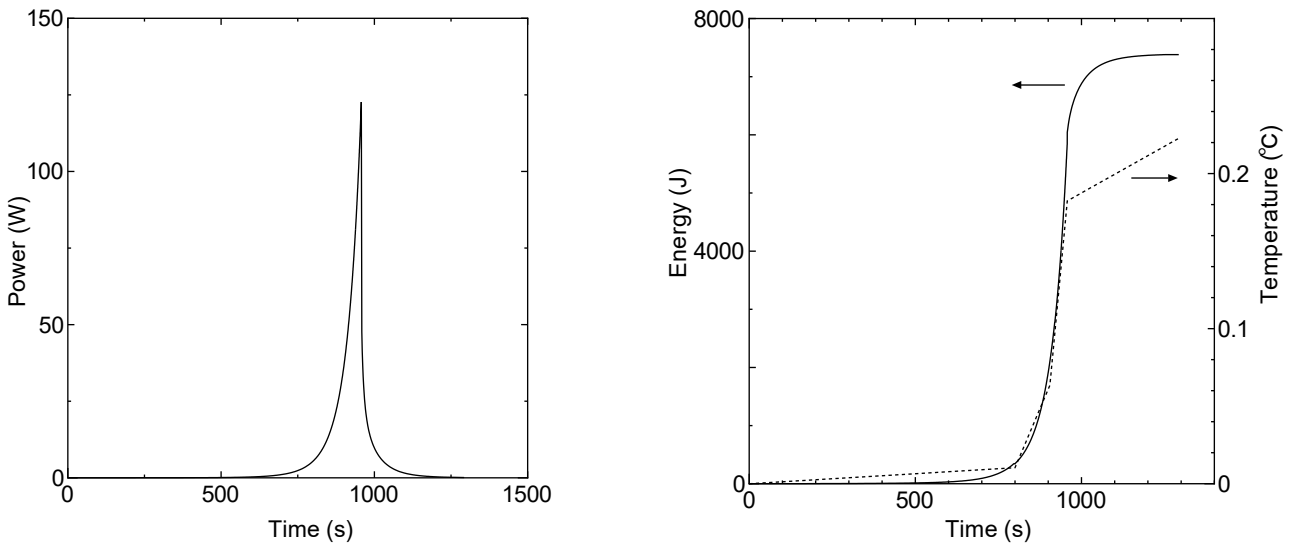
a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値



第 10-2-11 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き実験物の異常による反応度の付加 (ケース B)

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化 (実線は積算出力、点線は温度)  
 (固体減速炉心 (低濃縮ウラン炉心) : L5.5P-30 炉心)



第 10-2-12 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き実験物の異常による反応度の付加 (ケース B)

左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化 (実線は積算出力、点線は温度)  
 (軽水減速炉心 (低濃縮ウラン炉心) : C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心)

## 10-2-5 商用電源喪失

### 10-2-5-1 発生状況及び防止対策

原子炉の出力運転中に電力システムの故障又は所内電気設備の故障等により商用電源が喪失すれば、安全保護回路系の電源断により原子炉はスクラムして停止するため、その後の運転状況の監視を行う必要はないとしているが、それを確認するために評価を行う。

- (1) 複合原子力科学研究所に接続する電力系統の送電線は、独立した 2 回線からなっており、研究所外の変電所等のトラブルがあっても、商用電源が喪失し難いようになっている。
- (2) 商用電源喪失により、制御棒は電磁石電源が遮断され、自重で落下する。また、固体減速架台運転中は、中心架台の油圧ポンプ電源が遮断され、中心架台が自重で落下する。軽水減速架台運転中は、ダンプ弁の保持電磁石電源が遮断され、弁が自重で下降して、炉心タンク内の水は、ダンプタンクに排水される。
- (3) 商用電源喪失時に安全上必要な機器、監視装置の電源を確保するために、非常用電源設備を備えている。

### 10-2-5-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における商用電源喪失については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 軽水減速炉心の C35G0 (5 列) 炉心において、1 ヶ月の最大積算出力となる運転を行った直後に商用電源が喪失したとする。
- (2) 過剰反応度は制限値の最大値 ( $0.5\% \Delta k/k$ )、制御棒との全反応度は制限値の最小値 ( $1.5\% \Delta k/k$ )、及びダンプ弁の反応度は制限値の最小値 ( $1.5\% \Delta k/k$  及び  $1\% \Delta k/k$ ) であるとする。
- (3) 商用電源喪失に伴う制御棒の電磁石電源断により、最大の反応度をもつ 1 本以外の 5 本が炉心に挿入され、ダンプ弁保持の電磁石電源断により、ダンプ弁が開となる。ただし、制御棒落下により、1 秒後にステップ状の負の反応度が加わるものとする。また、ダンプ弁の開動作により、30 秒後に燃料領域の水が全て排出して、ステップ状の負の反応度が加わるものとする。

### 10-2-5-3 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における商用電源喪失については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 添付書類 八の「8-2-1 炉心」に示した炉心のうち、臨界量の最も少ない固体減速炉心である L5.5P-30 炉心、軽水減速炉心の C45G(2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心において、1 ヶ月の最大積算出力となる運転を行った直後に商用電源が喪失したとする。
- (2) 固体減速炉心、軽水減速炉心ともに、過剰反応度は、制限値の最大値(固体減速炉心 1.350、

35% $\Delta k/k$ 、軽水減速炉心 0.5% $\Delta k/k$ ) とし、制御棒の全反応度は制限値の最小値（固体減速炉心 ~~0.35~~1.35% $\Delta k/k$ 、軽水減速炉心 1.5% $\Delta k/k$ ) であるとする。さらに、ダンプ弁開放又は中心架台落下による反応度は制限値の最小値（1% $\Delta k/k$ ) であるとする。

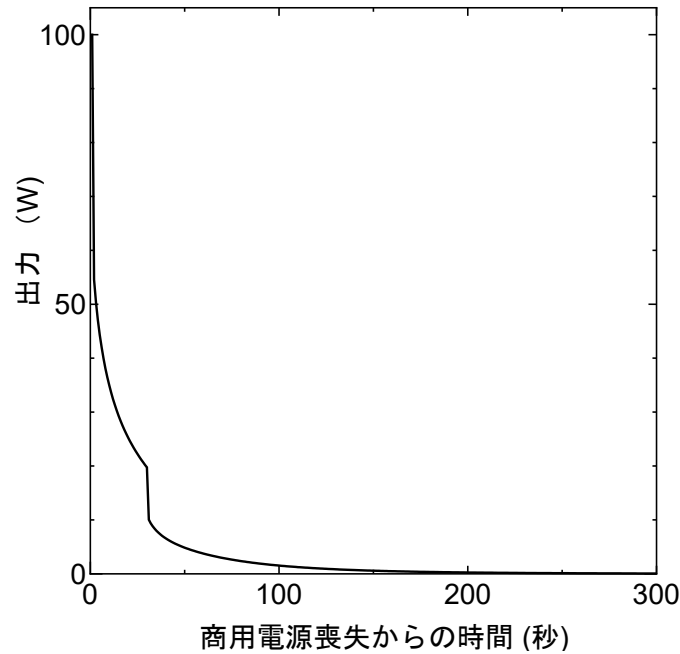
- (3) 商用電源喪失に伴い、制御棒の電磁石電源断により最大の反応度をもつ1本以外の5本が炉心に挿入され、制御棒落下により、1秒後にステップ状の負の反応度が加わるものとする。軽水減速架台では、ダンプ弁保持の電磁石電源断によりダンプ弁が開となる。ただし、~~制御棒落下により、1秒後にステップ状の負の反応度が加わるものとする。またダンプ弁の開動作により、~~り、30秒後に燃料領域の水が全て排出してステップ状の負の反応度が加わるものとする。固体減速架台では、中心架台保持の油圧ポンプ電源断により中心架台が落下し、12秒後に最上位から105cm落下してステップ状の負の反応度が加わるものとする。

#### 10-2-5-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

解析結果を第10-2-15表及び第10-2-4図に示す。停止後1時間後までの積算出力は、核分裂による発熱が約1389J、核分裂生成物による発熱が約1890Jとなり、この発生熱が全て燃料の温度上昇に用いられた場合であっても、燃料上昇温度は1°C以下となる。構造材のアルミニウム及び減速材の温度上昇量は、それより小さい値となり、初期温度を25°Cとしたとき、燃料、構造材のアルミニウム、減速材の温度は全て約26°C以下となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。解析を行った温度の評価については、「10-2-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）」と同じである。

第10-2-15表 C35G0（5列）炉心（高濃縮ウラン炉心）の  
商用電源喪失後に発生する熱量

停止時間 (min)	核分裂による発熱 (W)	核分裂生成物による発熱 (W)
1	10.6	2.1
5	0.29	1.1
10	0.0082	0.68
30	0.0001	0.33
60	0	0.15
合計	1389 (J)	1890 (J)



第 10-2-13 図 商用電源喪失後に核分裂により発生する熱量  
(C35G0 (5 列) (高濃縮ウラン) 炉心)

10-2-5-5 解析結果 (低濃縮ウラン炉心)

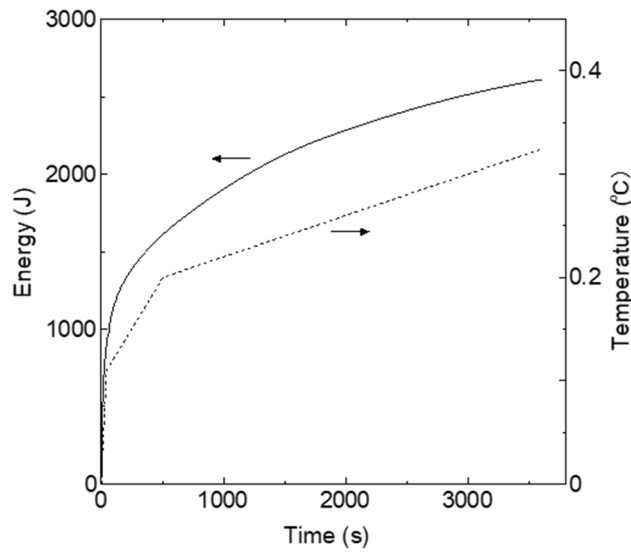
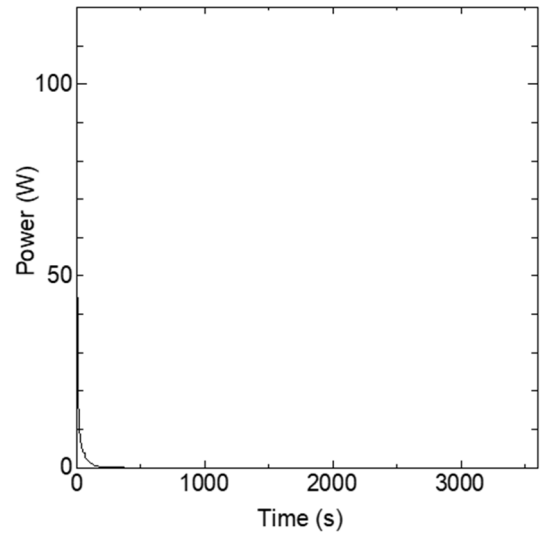
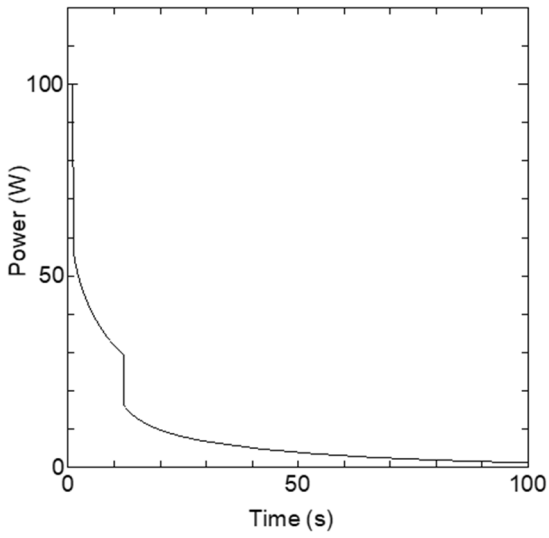
解析結果を第 10-2-16 表に示す。固体減速炉心である L5. 5-P30 炉心の燃料温度上昇は、約 0. 74℃である。出力及び温度変化を第 10-2-14 図に示す。軽水減速炉心である C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心の燃料温度上昇は、初期温度を 25℃としたとき、約 0. 24℃である。出力及び温度変化を第 10-2-15 図に示す。両炉心ともに、減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも+10%以下であり、判断基準を満足している。

第 10-2-16 表 商用電源喪失による解析結果

炉心名称	0. 1W までの 時間 (s)	炉心積算出力 (J)	FP 崩壊積算 出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (℃)	温度上昇 <sup>b</sup> (℃)
L5. 5P-30	253. 4	1. 00 × 10 <sup>3</sup>	1. 61 × 10 <sup>3</sup>	3. 24 × 10 <sup>-1</sup>	7. 43 × 10 <sup>-1</sup>
C45G (2H <sub>2</sub> O) 4 列	262. 2	1. 36 × 10 <sup>3</sup>	1. 61 × 10 <sup>3</sup>	8. 97 × 10 <sup>-1</sup>	2. 36 × 10 <sup>-1</sup>

a 温度上昇が炉心全体で均一であるとしたときの温度上昇

b この炉心の「最大値／平均値」(L5. 5P-30 炉心では 2. 6 倍、C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心では 2. 0 倍) 及び燃料板内の出力分布を考慮する係数 (L5. 5P-30 炉心では 1. 09 倍、C45G (2H<sub>2</sub>O) 4 列炉心では 1. 01 倍) を掛けた値

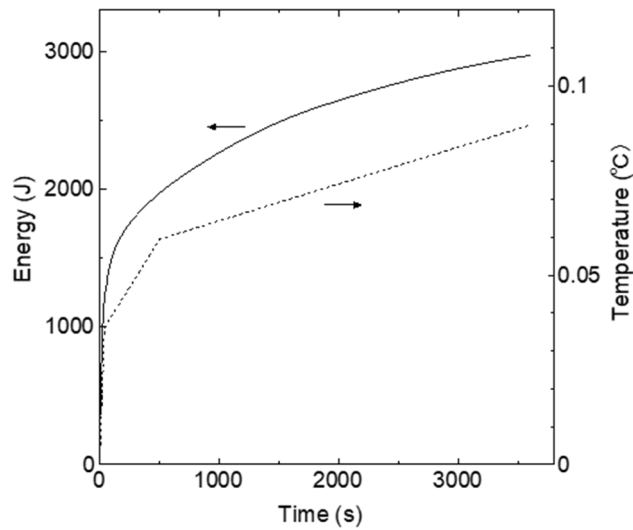
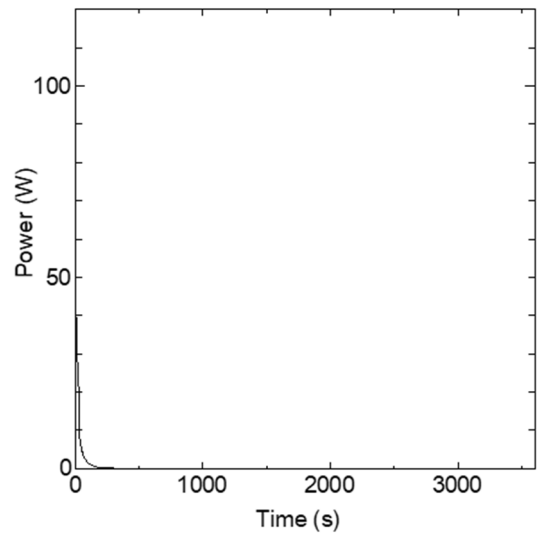
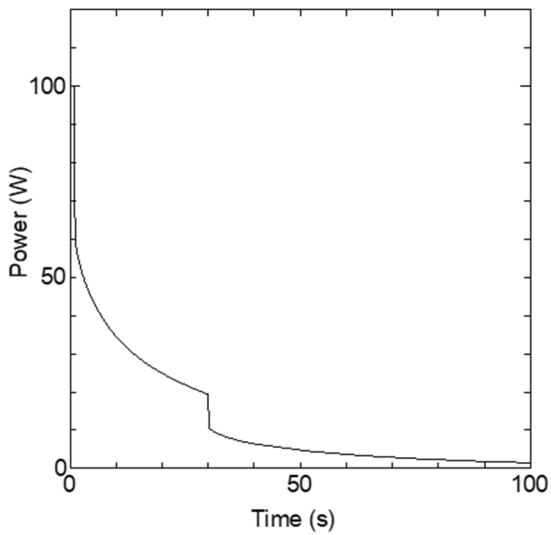


第 10-2-14 図 商用電源喪失

上図：出力変化（スケールの違う 2 つの図）

下図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（固体減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：L5.5P-30 炉心）



第 10-2-15 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き商用電源喪失

上図：出力変化（スケールの違う 2 つの図）

下図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）

（軽水減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心）

## 10-2-6 重水反射体への軽水流入

### 10-2-6-1 発生状況及び防止対策

出力運転中の軽水減速架台において、使用している重水タンクが破損した場合、重水反射体へ軽水が流入する、又は重水反射体から重水が流出することにより、炉心に反応度が印加され、原子炉出力が急上昇する可能性がある。このような過度の反応度印加を防止し、また、万一発生した場合でもその影響を限定するために、次のような対策を講じている。

- (1) 重水タンクは、水密構造としたアルミニウム製で、その健全性は使用前に確認しているため、重水タンクが破損する可能性は低い
- (2) 重水タンク内の重水量は、水位計により監視しており、既定値より低くなると、警報が発報することにより制御室の運転員に知らせることができるようになっているが、通常の重水タンク中の重水の水位レベルは、軽水反射体の水位レベルに比べて高いため、小さな破損であれば、重水タンク内に軽水が流入する可能性は低い。
- (3) 急激な反応度印加に伴い、炉周期が 15 秒以下になれば一せい挿入、10 秒以下になればスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。また、出力が線型出力計の各レンジの 110%以上のとき一せい挿入、120%以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

研究炉安全評価指針での運転時の異常な過渡変化としては、「重水反射体への軽水流入」が取り上げられているが、重水タンクが破損した場合には、重水タンクからの重水の流出も考えられるので、本解析においては、それについても解析を行う。

なお、低濃縮ウラン炉心については、重水反射体を使用しないため、本解析は実施しない。

### 10-2-6-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における重水反射体への軽水流入については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 軽水減速炉心で反射体の持つ反応度効果が大きい G30 燃料体（高濃縮ウラン）を用いた単一炉心の外側に重水タンクを設置した炉心又は G30 燃料体（高濃縮ウラン）を用いた 2 分割炉心を選定する。過剰反応度は、制限値の最大値 ( $0.5\% \Delta k/k$ )、制御棒との全反応度は制限値の最小値 ( $1.5\% \Delta k/k$ )、及びダンプ弁の反応度は制限値の最小値 ( $\pm 1.5\% \Delta k/k$  及び  $1\% \Delta k/k$ ) であるとする。
- (2) 出力は、100W の臨界状態とし、その際に線型出力計は、指示値が 100%で 100W となるレンジであったとする。
- (3) 重水タンクが大きく破損して、全ての重水が軽水と混合したとする。又は、重水タンクが小さく破損して、重水の一部が重水タンクから漏れ出し、炉心タンクの軽水と混入したとする。
- (4) 対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、炉周期短によるスクラム及び一せい挿入には、期待しないものとする。原子炉は、出力が線型出力計の指示値の 120%である 120W を超えた



ときにスクラムするものとする。ただし、指示値の 110%以上で作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した 1 秒後に、制御棒落下によりステップ状の反応度が加わるものとする。**ダン  
プ弁は、作動しないとする。**

### 10-2-6-3 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

重水タンクが大きく破損して全ての重水が軽水と混合した場合及び重水タンクが大きく破損して重水タンク中の重水の一部が炉心タンクの軽水に混入した場合、炉心は未臨界状態となり、直ちに原子炉は停止する。これは、大きく破損した場合には反射体が重水から軽水となることの影響が大きく、また小さく破損した場合には減速材中に重水が混入して減速効果が低下することによる影響が大きく、どちらの場合であっても、負の反応度が加えられるためである。未臨界となるため、燃料、構造材のアルミニウム及び減速材の温度上昇量は、無視できるほど小さく、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。

なお、炉心の最大積算出力を月間 100Wh 及び年間 1kWh に制限しているため、重水中に生成されるトリチウム量は、無視できるほど少ないため、重水タンクの破損によるトリチウムの漏洩の影響に関する評価は行わない。

## 10-2-7 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用

### 10-2-7-1 発生状況及び防止対策

中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置は、固体減速架台の A 架台において、未臨界状態のみで使用することが定められているが、臨界状態で使用した場合には、出力が上昇し続けるため、燃料、減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。このような利用を防止するため、次のような対策を講じている。

- (1) 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を利用すると、パルス中性子が周期的に入射するタイミングで出力が急上昇し、それに伴って炉周期短により、スクラムしてしまうため、それを避けるために、対数出力炉周期系をバイパスする必要がある。ただし、対数出力炉周期系をバイパスした場合には、制御棒の引抜きができなくなるインターロック機能を設けている。中性子発生設備については、中性子を利用するためにビーム隔離弁を開けると、同様に制御棒の引抜きができなくなるインターロック機能を設けている。このため、中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置の作動中に、臨界調整を行うことはできない。
- (2) 急激な出力上昇により、出力が線型出力計の各レンジの 110%以上のときに一せい挿入、120%以上のときにスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

### 10-2-7-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用することについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。なお、本事象と同様の過渡変化は、臨界状態の炉心に起動用中性子源を挿入した場合にも発生する可能性があるが、起動用中性子源の中性子発生量は、本解析での中性子発生量に比べて十分に小さいため、その過渡変化は本解析結果に包含される。

- (1) 固体減速架台炉心における過剰反応度は、制限値の最大値（ $0.35\% \Delta k/k$ ）、制御棒との全反応度は制限値の最小値（ $1.35\% \Delta k/k$ ）、及び中心架台の反応度は制限値の最小値（ $1.35\% \Delta k/k$  及び  $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 1W の臨界状態を保持しており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が 100W となるレンジであったとする。
- (3) 臨界状態において、パルス状中性子発生装置又は中性子発生設備の最大中性子発生量で炉心に中性子の打ち込みを開始したとする。最大中性子発生量は、パルス状中性子発生装置については  $5 \times 10^{10} \text{n/s}$ 、中性子発生設備については  $10^{11} \text{n/s}$  であるので、この解析では、値の大きい  $10^{11} \text{n/s}$  で中性子を打ち込むものとする。
- (4) 線型出力計の単一故障を仮定し、原子炉は、安全出力計の指示値の 120%を超えたときにスクラムするものとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した 1 秒後に、制御棒挿入によりステップ状の反応度が加わるものとする。中心架台は、作動しないとする。

### 10-2-7-3 過渡変化の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用することについては、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。なお、本事象と同様の過渡変化は、臨界状態の炉心に起動用中性子源を挿入した場合にも発生する可能性があるが、起動用中性子源の中性子発生量は、本解析での中性子発生量に比べて十分に小さいため、その過渡変化は本解析結果に包含される。

- (1) 固体減速架台炉心における過剰反応度は、制限値の最大値（ $0.35\% \Delta k/k$ ）、制御棒と中心架台の反応度は、制限値の最小値（ $1.35\% \Delta k/k$  及び  $1\% \Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 0.01W の臨界状態を保持しており、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が 100W となるレンジであったとする。
- (3) 【ケース A】

臨界状態において、パルス状中性子発生装置又は中性子発生設備の最大中性子発生量で炉心に中性子の打ち込みを開始したとする。最大中性子発生量は、パルス状中性子発生装置については  $5 \times 10^{10} \text{n/s}$ 、中性子発生設備については  $10^{11} \text{n/s}$  であるので、この解析では、値の大きい  $10^{11} \text{n/s}$  の中性子を発生させ、その半分である  $5 \times 10^{10} \text{n/s}$  が炉心に投入

されるとする。

【ケース B】

炉心ごとに中性子発生量を変化させて、燃料温度が最大となる中性子発生量を求めて解析を行う。

- (4) 線型出力計の単一故障を仮定し、原子炉は安全出力計の指示値の 120%を超えたときにスクラムするものとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した 1 秒後に制御棒挿入によりステップ状の反応度が加わるものとする。スクラム信号が発生しても中性子発生は停止しないものとする。中心架台は、作動しないとする。
- (5) ケース A、ケース B で燃料温度が最も高くなる炉心についての結果を示す。

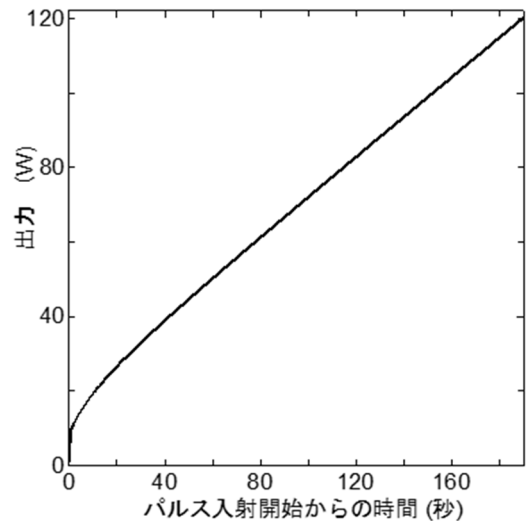
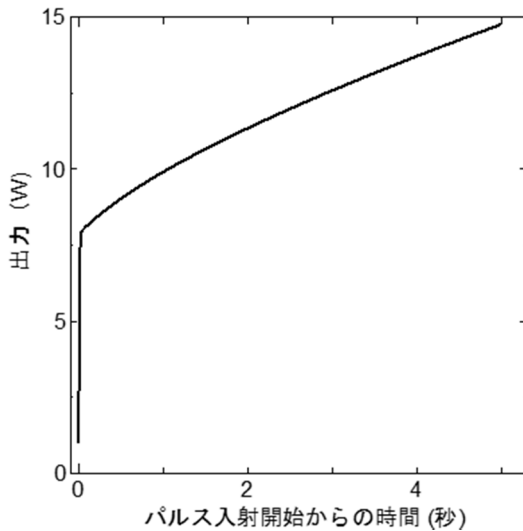
#### 10-2-7-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

解析結果を第 10-2-17 表及び第 10-2-16 図に示す。臨界状態で運転中に上記の中性子が入射したとき出力は、一旦急上昇した後、緩やかに上昇し、安全出力計の指示値の 120%を超えたときにスクラムし、制御棒が落下するとともに、中性子発生設備についてはビーム隔離弁が閉じて、炉心への中性子の供給が停止する。

全ての炉心において、燃料の温度上昇量は、2°C以下であり、構造材のアルミニウム及び減速材のポリエチレンの温度上昇量は、それ以下の値となるため、初期温度を 25°Cとしたとき、燃料、構造材のアルミニウム、減速材の黒鉛又はポリエチレンの温度は、全て 27°C以下となり、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。解析を行った温度の評価については、「10-2-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）」と同じである。

第 10-2-17 表 中性子発生設備（高濃縮ウラン炉心）を臨界状態において利用したときの解析結果

炉心名称	120W 超までの 時間 (s)	最大出力 (W)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)
E3. 7P	187. 29	120. 59	$1. 28 \times 10^4$	7. 22
E3P	189. 60	120. 59	$1. 31 \times 10^4$	6. 87
E2P	192. 17	120. 58	$1. 33 \times 10^4$	5. 88
E1P	194. 32	120. 57	$1. 34 \times 10^4$	3. 74
EE1P	193. 53	120. 58	$1. 34 \times 10^4$	1. 80
EEE1P	191. 36	120. 58	$1. 32 \times 10^4$	1. 09
EN3P	186. 32	120. 59	$1. 29 \times 10^4$	3. 96
ENN3P	186. 24	120. 59	$1. 29 \times 10^4$	3. 53
ENNN3P	186. 28	120. 59	$1. 29 \times 10^4$	1. 91
EEN1P	189. 35	120. 58	$1. 31 \times 10^4$	0. 90
EN1P	189. 46	120. 58	$1. 31 \times 10^4$	1. 34
ENN1P	188. 22	120. 59	$1. 30 \times 10^4$	0. 64
E1. 5G	172. 45	120. 64	$1. 20 \times 10^4$	1. 89
E1. 5G	172. 88	120. 63	$1. 21 \times 10^4$	2. 05
E0. 5G	173. 79	120. 63	$1. 21 \times 10^4$	1. 13
E3G	171. 17	120. 64	$1. 19 \times 10^4$	2. 21



第 10-2-16 図 中性子発生設備を臨界状態において利用したときの出力変化 (E3P 炉心)  
(左右のグラフは横軸のスケールのみが異なる)

#### 10-2-7-5 解析結果 (低濃縮ウラン炉心)

##### 【ケース A】

解析結果を第 10-2-18 表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは L5. 5P-30 炉心で、初期温度を 25°C としたとき、燃料温度上昇は約 0.15°C である。出力及び温度変化を第 10-2-17 図に示す。減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも +25% 以下であり、判断基準を満足している。

##### 【ケース B】

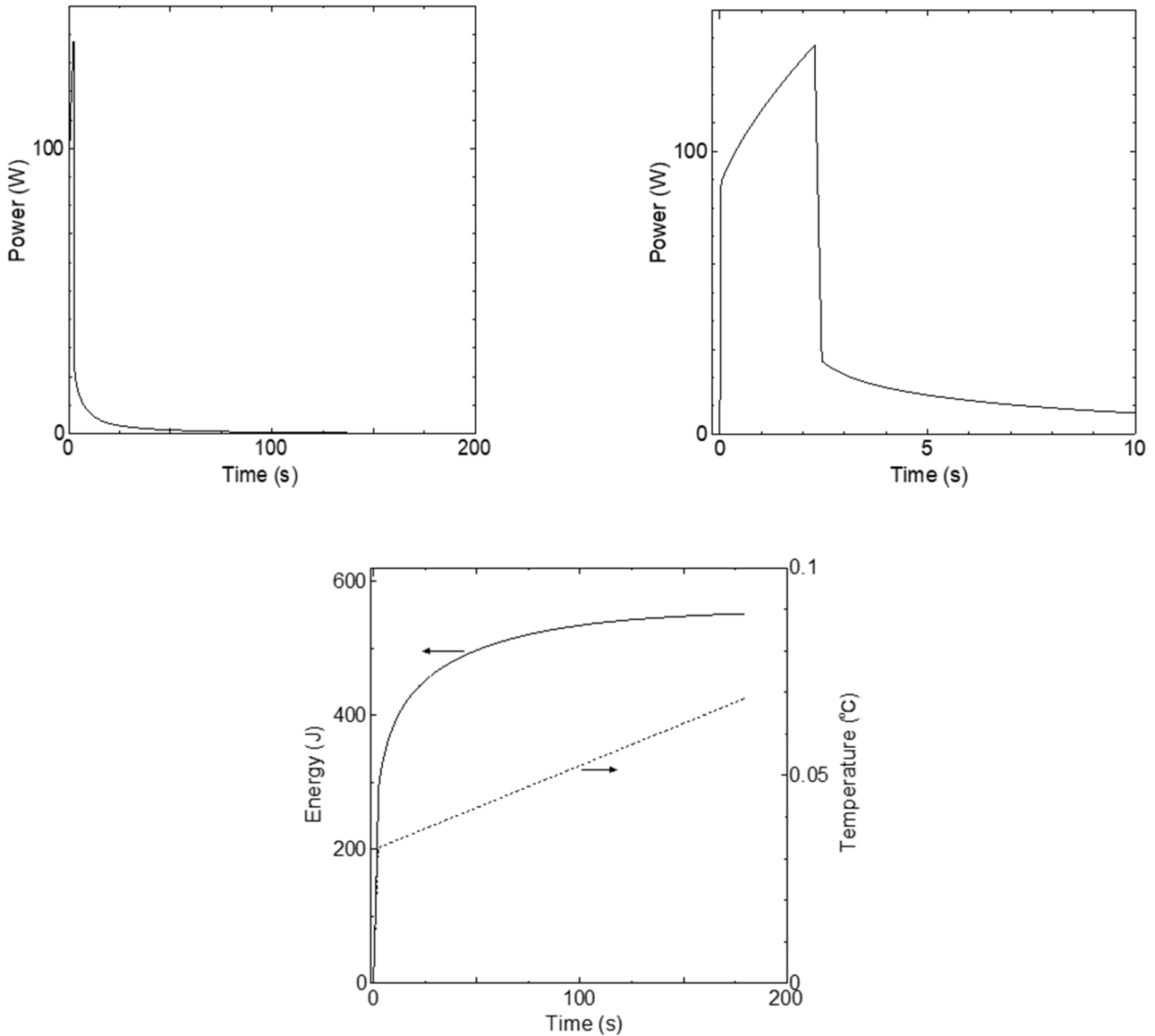
解析結果を第 10-2-19-1 表及び第 10-2-19-2 表に示す。固体減速炉心で最も燃料温度が高くなるのは L5. 5P-30 炉心で、中性子発生量がケース A の 0.071 倍となったとき、初期温度を 25°C としたとき、燃料温度上昇は、約 49.3°C である。この場合、出力が上昇するにつれて燃料温度が上昇し、最大出力が 120W より少しだけ低くなり、その後、燃料の温度上昇に伴う負の反応度印加により出力が低下し、最終的には、3600 秒を経過したところで運転員が停止させるというケースである。これより中性子発生量が少し増加して、ケース A の 0.072 倍となると、最大出力は 120W を超えてスクラムするため、積算出力は低くなる。出力及び温度変化を第 10-2-18 図に示す。減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量は、上記の結果より小さくなる。

第 10-2-18 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）において  
中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用（ケース A）

炉心名称	120W 超までの時間 (s)	最大出力 (W)	0.1W までの時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50	1.3	137.6	179.3	$5.31 \times 10^2$	$5.89 \times 10^{-2}$	$1.35 \times 10^{-1}$
L5.5P-40	1.3	137.6	179.2	$5.31 \times 10^2$	$6.42 \times 10^{-2}$	$1.48 \times 10^{-1}$
L5.5P-30	1.3	137.6	179.2	$5.31 \times 10^2$	$6.60 \times 10^{-2}$	$1.51 \times 10^{-1}$
L4P-50	1.4	137.2	182.1	$5.47 \times 10^2$	$5.37 \times 10^{-2}$	$1.20 \times 10^{-1}$
L4P-40	1.4	137.0	183.3	$5.54 \times 10^2$	$6.52 \times 10^{-2}$	$1.43 \times 10^{-1}$
L4P-30	1.4	137.0	183.3	$5.54 \times 10^2$	$6.91 \times 10^{-2}$	$1.51 \times 10^{-1}$
L3P-50	1.4	136.8	184.8	$5.63 \times 10^2$	$5.15 \times 10^{-2}$	$1.09 \times 10^{-1}$
L3P-40	1.4	136.7	185.5	$5.67 \times 10^2$	$5.73 \times 10^{-2}$	$1.23 \times 10^{-1}$
L3P-30	1.4	136.8	184.8	$5.63 \times 10^2$	$6.25 \times 10^{-2}$	$1.30 \times 10^{-1}$
L2P-50	1.5	136.6	186.4	$5.72 \times 10^2$	$3.87 \times 10^{-2}$	$9.92 \times 10^{-2}$
L2P-40	1.5	136.4	187.3	$5.78 \times 10^2$	$4.59 \times 10^{-2}$	$1.01 \times 10^{-1}$
L2P-30	1.5	136.5	186.7	$5.74 \times 10^2$	$4.81 \times 10^{-2}$	$1.12 \times 10^{-1}$
L1P-50	1.5	136.6	186.1	$5.70 \times 10^2$	$2.23 \times 10^{-2}$	$7.21 \times 10^{-2}$
L1P-40	1.5	136.4	187.6	$5.79 \times 10^2$	$2.38 \times 10^{-2}$	$5.98 \times 10^{-2}$
L1P-30	1.5	136.5	187.3	$5.77 \times 10^2$	$2.49 \times 10^{-2}$	$7.63 \times 10^{-2}$
LL1P-50	1.4	136.7	185.4	$5.66 \times 10^2$	$9.34 \times 10^{-3}$	$3.53 \times 10^{-2}$
LL1P-40	1.5	136.6	186.3	$5.71 \times 10^2$	$8.45 \times 10^{-3}$	$3.08 \times 10^{-2}$
LL1P-30	1.5	136.6	186.0	$5.70 \times 10^2$	$9.76 \times 10^{-3}$	$3.88 \times 10^{-2}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍、ただし LL1 炉心についてのみ 1.23 倍）を掛けた値



第 10-2-17 図 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用 (ケース A)

上図：出力変化 (スケールの違う 2 つの図)

下図：積算出力と温度変化 (実線は積算出力、点線は温度)

(固体減速炉心 (低濃縮ウラン炉心) : L5.5P-30 炉心)

第 10-2-19-1 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）において

中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用（ケース B）（1/2）

炉心名称	中性子発生量 (倍率) <sup>a</sup>	120W 超 までの 時間 (s)	最大出力 (W)	最大 となる 時間 <sup>d</sup> (s)	最大 出力 <sup>e</sup> (W)	手動スクラム 時出力 <sup>f</sup> (W)	0.1W までの 時間 (s)	積算出力 (J)	温度 上昇 <sup>b</sup> (°C)	温度 上昇 <sup>c</sup> (°C)
L5.5P-50	0.070	—	—	355.0	119.0	23.2	3818.8	1.73×10 <sup>5</sup>	1.92×10 <sup>1</sup>	4.39×10 <sup>1</sup>
	0.071	295.5	120.1	—	—	—	660.9	2.52×10 <sup>4</sup>	2.80×10 <sup>0</sup>	6.41×10 <sup>0</sup>
L5.5P-40	0.072	—	—	347.1	119.7	23.1	3817.6	1.72×10 <sup>5</sup>	2.08×10 <sup>1</sup>	4.78×10 <sup>1</sup>
	0.073	312.4	120.1	—	—	—	678.8	2.72×10 <sup>4</sup>	3.28×10 <sup>0</sup>	7.55×10 <sup>0</sup>
L5.5P-30	0.071	—	—	352.1	119.7	23.3	3818.6	1.73×10 <sup>5</sup>	2.15×10 <sup>1</sup>	4.93×10 <sup>1</sup>
	0.072	312.1	120.1	—	—	—	678.5	2.69×10 <sup>4</sup>	3.34×10 <sup>0</sup>	7.66×10 <sup>0</sup>
L4P-50	0.065	—	—	392.3	119.9	24.2	3818.6	1.84×10 <sup>5</sup>	1.80×10 <sup>1</sup>	4.03×10 <sup>1</sup>
	0.066	344.6	120.1	—	—	—	714.3	2.92×10 <sup>4</sup>	2.86×10 <sup>0</sup>	6.40×10 <sup>0</sup>
L4P-40	0.067	—	—	380.8	119.7	23.9	3824.3	1.81×10 <sup>5</sup>	2.13×10 <sup>1</sup>	4.67×10 <sup>1</sup>
	0.068	339.0	120.1	—	—	—	709.2	2.89×10 <sup>4</sup>	3.40×10 <sup>0</sup>	7.46×10 <sup>0</sup>
L4P-30	0.067	—	—	377.8	118.9	23.6	3823.3	1.79×10 <sup>5</sup>	2.24×10 <sup>1</sup>	4.88×10 <sup>1</sup>
	0.068	357.2	120.0	—	—	—	728.2	3.10×10 <sup>4</sup>	3.87×10 <sup>0</sup>	8.44×10 <sup>0</sup>
L3P-50	0.061	—	—	420.2	118.8	24.7	3831.0	1.87×10 <sup>5</sup>	1.71×10 <sup>1</sup>	3.64×10 <sup>1</sup>
	0.062	393.7	120.0	—	—	—	767.1	3.37×10 <sup>4</sup>	3.08×10 <sup>0</sup>	6.54×10 <sup>0</sup>
L3P-40	0.060	—	—	428.5	118.9	25.0	3832.4	1.89×10 <sup>5</sup>	1.91×10 <sup>1</sup>	4.09×10 <sup>1</sup>
	0.061	397.7	120.0	—	—	—	771.4	3.38×10 <sup>4</sup>	3.42×10 <sup>0</sup>	7.34×10 <sup>0</sup>
L3P-30	0.061	—	—	423.9	119.5	25.0	3832.2	1.89×10 <sup>5</sup>	2.10×10 <sup>1</sup>	4.36×10 <sup>1</sup>
	0.062	379.6	120.1	—	—	—	752.8	3.20×10 <sup>4</sup>	3.55×10 <sup>0</sup>	7.39×10 <sup>0</sup>

a ケース A の中性子発生量に対する倍率

b 温度上昇が炉心全体で均一であるとしたときの温度上昇

c 各炉心の「最大値／平均値」（2.6 倍）及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍）を掛けた値

d 出力が 120W に達しない場合に出力が最大となるまでの時間

e 出力が 120W まで上昇しない場合の最大出力

f 出力が 120W に達しない場合に手動スクラムで反応度が印加される直前での出力



第 10-2-19-2 表 固体減速架台炉心（低濃縮ウラン炉心）において

中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用（ケース B）（2/2）

炉心名称	中性子発生量 (倍率) <sup>a</sup>	120W 超 までの 時間 (s)	最大出力 (W)	最大 となる 時間 <sup>d</sup> (s)	最大 出力 <sup>e</sup> (W)	手動スクラム 時出力 <sup>f</sup> (W)	0.1W までの 時間 (s)	積算出力 (J)	温度 上昇 <sup>b</sup> (°C)	温度 上昇 <sup>c</sup> (°C)
L2P-50	0.045	—	—	579.5	119.3	29.0	3853.6	2.12×10 <sup>5</sup>	1.44×10 <sup>1</sup>	3.68×10 <sup>1</sup>
	0.046	520.3	120.0	—	—	—	898.2	4.24×10 <sup>4</sup>	2.87×10 <sup>0</sup>	7.35×10 <sup>0</sup>
L2P-40	0.048	—	—	544.3	119.5	28.3	3850.4	2.07×10 <sup>5</sup>	1.65×10 <sup>1</sup>	3.64×10 <sup>1</sup>
	0.049	488.7	120.0	—	—	—	866.5	4.00×10 <sup>4</sup>	3.18×10 <sup>0</sup>	7.04×10 <sup>0</sup>
L2P-30	0.048	—	—	550.9	118.6	28.2	3850.3	2.07×10 <sup>5</sup>	1.73×10 <sup>1</sup>	4.03×10 <sup>1</sup>
	0.049	511.5	120.0	—	—	—	889.4	4.23×10 <sup>4</sup>	3.55×10 <sup>0</sup>	8.23×10 <sup>0</sup>
L1P-50	0.029	—	—	914.6	118.9	37.3	3882.5	2.52×10 <sup>5</sup>	9.85×10 <sup>0</sup>	3.19×10 <sup>1</sup>
	0.030	793.8	120.0	—	—	—	1175.0	6.12×10 <sup>4</sup>	2.39×10 <sup>0</sup>	7.74×10 <sup>0</sup>
L1P-40	0.029	—	—	926.3	119.7	37.8	3884.6	2.55×10 <sup>5</sup>	1.05×10 <sup>1</sup>	2.63×10 <sup>1</sup>
	0.030	784.0	120.0	—	—	—	1166.0	5.99×10 <sup>4</sup>	2.46×10 <sup>0</sup>	6.19×10 <sup>0</sup>
L1P-30	0.028	—	—	949.5	117.8	37.7	3885.5	2.53×10 <sup>5</sup>	1.09×10 <sup>1</sup>	3.35×10 <sup>1</sup>
	0.029	869.2	120.0	—	—	—	1252.7	6.83×10 <sup>4</sup>	2.95×10 <sup>0</sup>	9.03×10 <sup>0</sup>
LL1P-50	0.014	—	—	1884.3	118.4	73.1	3945.0	3.15×10 <sup>5</sup>	5.20×10 <sup>0</sup>	1.96×10 <sup>1</sup>
	0.015	1511.7	120.0	—	—	—	1895.5	1.09×10 <sup>5</sup>	1.80×10 <sup>0</sup>	6.80×10 <sup>0</sup>
LL1P-40	0.013	—	—	2039.1	118.3	80.4	3953.8	3.17×10 <sup>5</sup>	4.69×10 <sup>0</sup>	1.71×10 <sup>1</sup>
	0.014	1622.7	120.0	—	—	—	2007.4	1.17×10 <sup>5</sup>	1.73×10 <sup>0</sup>	6.29×10 <sup>0</sup>
LL1P-30	0.012	—	—	2139.5	114.6	83.4	3956.8	3.09×10 <sup>5</sup>	5.30×10 <sup>0</sup>	2.10×10 <sup>1</sup>
	0.013	1873.5	120.0	—	—	—	2258.4	1.40×10 <sup>5</sup>	2.39×10 <sup>0</sup>	9.50×10 <sup>0</sup>

a ケース A の中性子発生量に対する倍率

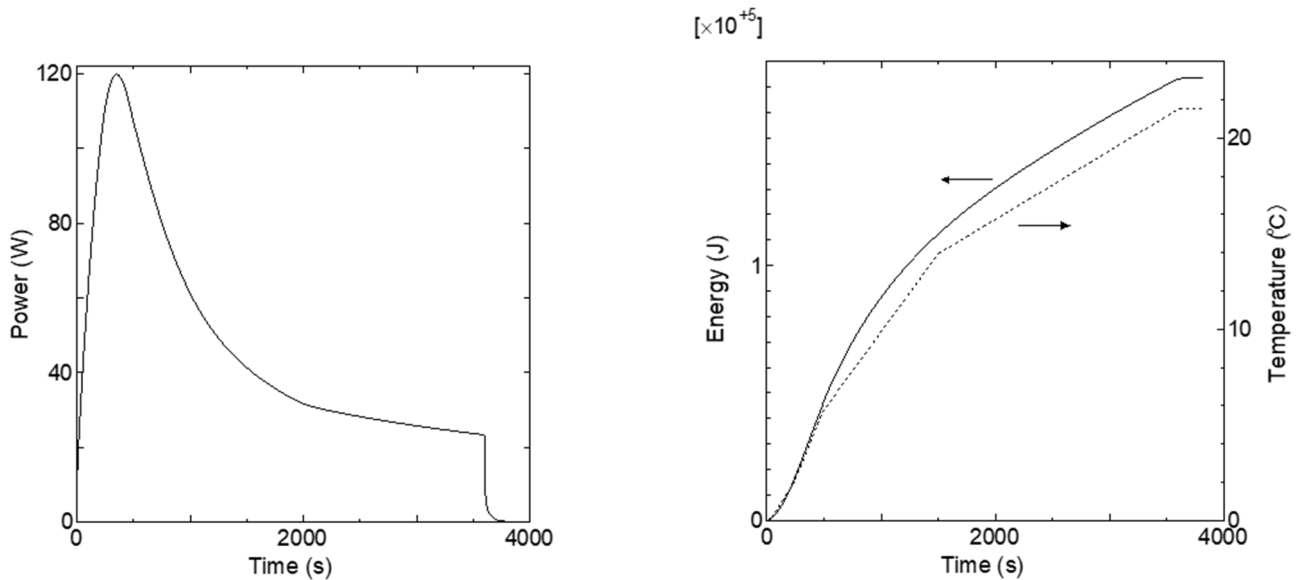
b 温度上昇が炉心全体で均一であるとしたときの温度上昇

c 各炉心の「最大値／平均値」（2.6 倍）及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.09 倍）を掛けた値

d 出力が 120W に達しない場合に出力が最大となるまでの時間

e 出力が 120W まで上昇しない場合の最大出力

f 出力が 120W に達しない場合に手動スクラムで反応度が印加される直前での出力



第 10-2-18 図 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用（ケース B）  
 左図：出力変化、右図：積算出力と温度変化（実線は積算出力、点線は温度）  
 （固体減速炉心（低濃縮ウラン炉心）：L5.5P-30 炉心、中性子発生量はケース A の 0.071 倍）

### 10-2-8 炉心タンクヒータによる炉心温度上昇

#### 10-2-8-1 発生状況及び防止対策

軽水減速架台の運転中に炉心タンクヒータを作動させたとき、反応度温度係数が正の炉心の場合には、炉心温度の上昇に伴って正の反応度が印加され、出力が上昇し続けるため、燃料、減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。このような利用を防止するため、次のような対策を講じている。

- (1) 炉心タンクヒータを作動させるためには、軽水減速架台室において、電気盤を操作し、さらに、制御室でもヒータの操作釦を押す必要があるため、誤って炉心タンクヒータを使用することは、考えられない。
- (2) 炉心温度が 80°C を超えた場合には、警報が発報し運転員に異常を知らせることができる。
- (3) 出力上昇に伴い、出力が線型出力計の各レンジの 110% 以上のとき一せい挿入、120% 以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

#### 10-2-8-2 過渡変化の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における炉心タンクヒータによる炉心温度上昇については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 軽水減速架台で正の反応度温度係数が最も大きい高濃縮ウラン炉心について、過剰反応度は制限値の最大値（0.5%  $\Delta k/k$ ）、制御棒と の全反応度は制限値の最小値（1.5%  $\Delta k/k$ ）、及び びダンプ弁の反応度は制限値の最小値とする（1.5%  $\Delta k/k$  及び 1%  $\Delta k/k$ ）。

- (2) 軽水減速架台の全ての単一炉心は、負の反応度温度係数を持つが、炉心内部に軽水領域を持つ2分割炉心については、正の反応度温度係数となる場合がある。中性子エネルギースペクトルの最も硬いC30(5列)炉心で分割幅が7cmの炉心において、正の反応度温度係数が最も大きくなり、そのときの反応度温度係数は、約 $7.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ である。ただし、安全側の評価として、反応度温度係数の値は、制限値である $2 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$ とする。
- (3) 出力が100Wの臨界状態とし、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が100Wとなるレンジであったとする。
- (4) 軽水の初期温度を $25^\circ C$ とし、炉心タンクヒータ(出力約10kW)を用いて、炉心タンク水の温度を上昇させる。ヒータの熱は、全て軽水の温度上昇に用いられるものとする。
- (5) 線型出力計の単一故障を仮定し、原子炉は、安全出力計の指示値の120%を超えたときにスクラムするものとする。ただし、指示値の110%以上のときに作動する一せい挿入には、期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ1本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した1秒後に、制御棒落下によりステップ状の負の反応度が加わるものとする。  
**ダンブ弁は、作動しないとする。**

#### 10-2-8-3 過渡変化の解析(低濃縮ウラン炉心)

低濃縮ウラン炉心における炉心タンクヒータによる炉心温度上昇については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

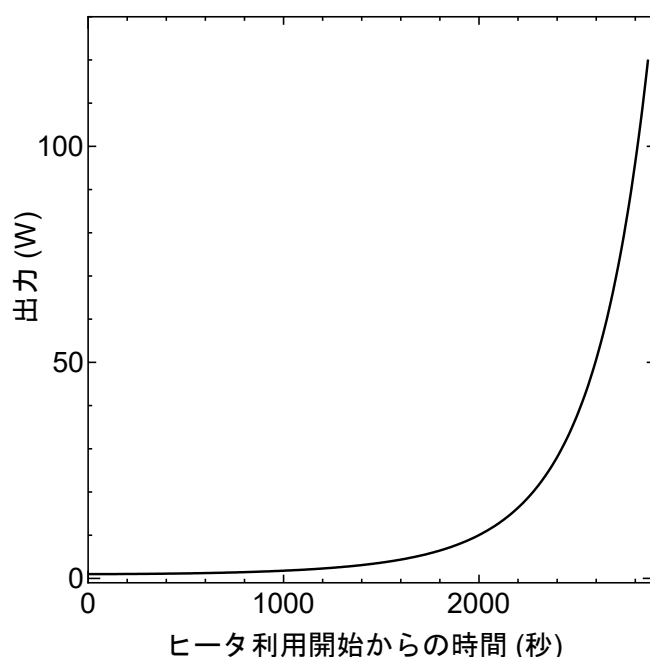
- (1) 軽水減速架台の添付書類 8-八の「8-2-1 炉心」に示した炉心のうち、正の反応度温度係数をもつ炉心(4つ)について、過剰反応度は制限値の最大値( $0.5\% \Delta k/k$ )、制御棒とダンブ弁の反応度は、制限値の最小値とする( $1.5\% \Delta k/k$ 及び $1\% \Delta k/k$ )。
- (2) 各炉心の反応度温度係数の値は、各炉心固有の解析値とする。
- (3) 出力が1Wの臨界状態とし、その際の線型出力計の指示値は、100%で出力が100Wとなるレンジであったとする。
- (4) 軽水の初期温度を $25^\circ C$ とし、炉心タンクヒータ(出力10kW)を用いて、炉心タンク水の温度を上昇させる。ヒータの熱は、全て軽水の温度上昇に用いられるものとする。
- (5) 線型出力計の単一故障を仮定し、原子炉は、安全出力計の指示値の120%を超えたときにスクラムするものとする。指示値の110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しないものとする。ただし、線型出力計の指示値が120%に至らない場合には、出力上昇後1時間(3600秒)を経過した段階で、運転員が手動スクラムボタンを押して、スクラム信号を発生させるとする。制御棒の最大の反応度を持つ1本が挿入できないとする。スクラム信号が発生した1秒後に、制御棒落下によりステップ状の負の反応度が加わるものとする。**ダンブ弁は、作動しないとする。**

#### 10-2-8-4 解析結果(高濃縮ウラン炉心)

結果を第10-2-19図に示す。温度上昇を開始して、約2865秒後に出力が120Wを超え、スクラム信号を発生し、1秒後に出力が120.4Wになった時点で、制御棒落下により負の反応度が加わり停

止する。この間の水温上昇は、約 1.5℃であり、構造材のアルミニウムの温度上昇量もほぼ同じ値となるため、初期温度を 25℃としたとき、燃料、構造材のアルミニウム及び減速材の温度は、全て約 26.5℃となり、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。この結果は、軽水の温度上昇率と反応度温度係数により決まるため、高濃縮ウラン炉心、低濃縮ウラン炉心に係わらず同様の結果となる。

初期温度が使用最高温度の 80℃近傍であった場合には、温度上昇により、すぐに温度が 80℃を超えて警報が発報するため、運転員は、すぐに異常に気づき、炉心タンクヒータの電源を遮断する等の措置を取ることができる。



第 10-2-19 図 炉心タンクヒータによる炉心温度上昇に伴う出力上昇（高濃縮ウラン炉心）

#### 10-2-8-5 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

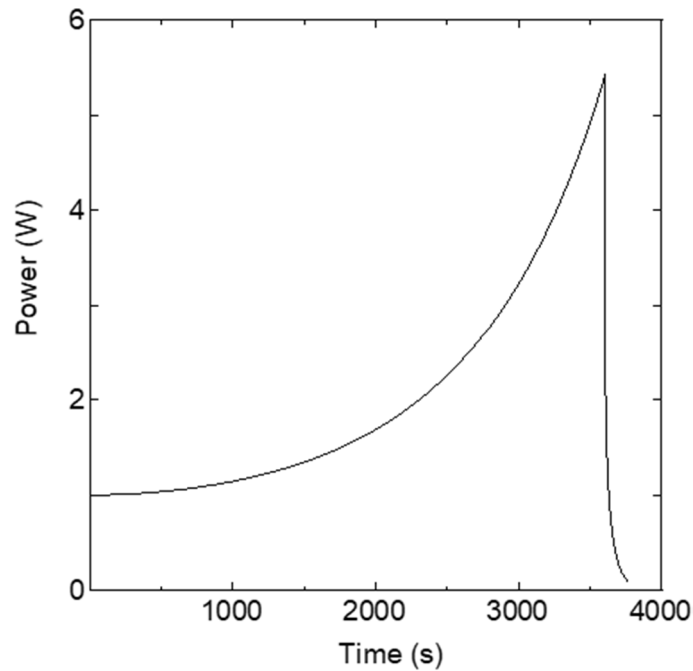
解析結果を第 10-2-20 表に示す。最も燃料温度が高くなるのは C45G (6H<sub>2</sub>O) 5 列炉心で、燃料温度上昇は、初期温度を 25℃としたとき、約 0.54℃である。出力及び温度変化を第 10-2-20 図に示す。減速材の温度上昇量は、それ以下の値となるため、運転時の異常な過渡変化に対する判断基準を満足している。また、各パラメータの誤差を考慮したときの燃料温度上昇量の変化は、最大でも +40%以下であり判断基準を満足している。

第10-2-20表 炉心タンクヒータによる温度上昇（低濃縮ウラン炉心）

炉心名称	列	温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	1時間後の 最大出力 (W)	0.1W まで の時間(s)	積算出力 (J)	温度上昇 <sup>a</sup> ( $^\circ\text{C}$ )	温度上昇 <sup>b</sup> ( $^\circ\text{C}$ )	(参考) 炉心タンク水温度 上昇 ( $^\circ\text{C}$ )
C45G(5H <sub>2</sub> O)	4	$2.24 \times 10^{-6}$	1.08	3666	$3.71 \times 10^3$	$7.83 \times 10^{-2}$	$2.58 \times 10^{-1}$	$1.75 \times 10^0$
C45G(5H <sub>2</sub> O)	5	$4.06 \times 10^{-5}$	4.35	3747	$6.61 \times 10^3$	$1.58 \times 10^{-1}$	$5.27 \times 10^{-1}$	$1.79 \times 10^{-1}$
C45G(6H <sub>2</sub> O)		$4.64 \times 10^{-5}$	5.41	3761	$7.36 \times 10^3$	$1.59 \times 10^{-1}$	$5.36 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^{-1}$
C45G(7H <sub>2</sub> O)		$2.69 \times 10^{-5}$	2.56	3715	$5.18 \times 10^3$	$1.02 \times 10^{-1}$	$3.38 \times 10^{-1}$	$1.78 \times 10^{-1}$

a 燃料板のみの温度上昇を考慮

b 各炉心の「最大値／平均値」、及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値



第10-2-20図 炉心タンクヒータによる炉心温度上昇に伴う出力上昇  
(低濃縮ウラン炉心、C45G(6H<sub>2</sub>O)炉心)

## 10-3 設計基準事故の解析

### 10-3-1 序

原子炉施設の設計基準事故に対して、その発生状況と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性が確保されることを説明する。

研究炉安全評価指針を参考にして、設計基準事故として次の事象を評価する。

- (1) 反応度の異常な投入
  - (i) 燃料落下又は燃料誤装荷
- (2) 環境への放射性物質の異常な放出
  - (i) 燃料の機械的破損
  - (ii) 実験設備、実験物等の著しい損傷

### 10-3-2 燃料落下又は燃料誤装荷

#### 10-3-2-1 発生状況及び防止対策

炉心配置変更の際に燃料集合体を計画外の位置に誤って装荷した場合、炉心に反応度が投入され、原子炉出力が上昇するため、燃料、減速材の温度が上昇して、許容設計限界を超える可能性がある。誤装荷を防止し、あるいは、万一発生した場合で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ている。

- (1) 燃料集合体の作成は、運転指令書に基づいて実施しており、余分の燃料集合体を製作するためには、運転指令書に記載された以上の枚数の燃料要素をバードケージより取り出す必要があるため、誤って燃料集合体を製作する可能性は低い。
- (2) 炉心への燃料集合体の装荷時においては、現場の作業員及び制御室の運転員が連絡を取りあい、運転指令書と燃料集合体の装荷位置を互いに確認しながら、誤操作を起こすことがないように注意して作業を実施している。
- (3) 急激な反応度印加に伴い、炉周期が15秒以下になれば一せい挿入、10秒以下になればスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。また、出力が線型出力計の各レンジの110%以上のとき一せい挿入、120%以上のときスクラムが作動し、原子炉は自動停止する。

#### 10-3-2-2 設計基準事故の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における燃料落下又は燃料誤装荷については、以下のシナリオに従った評価を行なう。

- (1) 固体減速架台炉心において、過剰反応度が制限値の最大値（ $0.35\% \Delta k/k$ ）となるだけの燃料集合体が装荷されているとする。
- (2) 6本ある制御棒のうち3本は全引抜き、残りの3本は全挿入とし、中心架台を下限とした状態で炉心配置変更作業を行う。なお、引き抜いた制御棒と挿入された制御棒は、燃料

領域に対して対称な位置に配置されているとする。

- (3) 誤って、この炉心用の燃料集合体をもう 1 体作成してしまい、炉心のポリエチレン反射体を取り出して、その位置に追加の燃料集合体を装荷したとする。燃料集合体の装荷位置は、1 体当たりの反応度が最も大きい位置であるとする。
- (4) その後、線型出力計の指示値が 100%で 0.1W となるレンジで中性子源を挿入し、出力 0.01W の定常状態となったとする。その後、中心架台を上昇させる。中心架台の上昇速度は、添付書類 8-八に記載する制限値の最大速度 (3.3cm/s) とする。
- (5) 対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、原子炉は、線型出力計の指示値の 120%を超えたときにスクラムするものとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には、期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ 1 本が挿入できないとする。
- (6) スクラム信号の発生に伴い、中心架台を上昇させるための油圧ポンプが停止することにより、中心架台の上昇動作は直ちに停止する。制御棒は、3 本が上限になっているが、その中に最大の反応度を持つ 1 本があるとし、その制御棒が挿入できないとする。スクラム信号が発生した 1 秒後に、制御棒の挿入によりステップ状に負の反応度が加わるとする。
- (7) 中心架台は、スクラム信号発生後の 1 秒後に落下を開始し、スクラム信号発生後の 12 秒後までに、時間とともに線型に負の反応度を加えるとする。

### 10-3-2-3 設計基準事故の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における燃料落下又は燃料誤装荷については、以下のシナリオに従った評価を行なう。

- (1) 固体減速架台炉心において、過剰反応度が制限値の最大値 (0.35% $\Delta k/k$ ) となるだけの燃料集合体が装荷されているとする。
- (2) 6 本ある制御棒のうち 3 本は全引抜き、残りの 3 本は全挿入とし、中心架台を下限とした状態で炉心配置変更作業を行う。なお、引き抜いた制御棒と挿入された制御棒は、燃料領域に対して対称な位置に配置されているとする。
- (3) 誤って、この炉心用の燃料集合体をもう 1 体作成してしまい、炉心のポリエチレン反射体を取り出して、その位置に追加の燃料集合体を装荷したとする。燃料集合体の装荷位置は、同じ燃料セルの炉心のうち 1 体当たりの反応度が最も大きい位置の場合及び最も反応度が小さい位置の場合とする。
- (4) その後、線型出力計の指示値が 100%で 120W となるレンジで中性子源を挿入し、出力 0.01W の定常状態となったとする。その後、中心架台を上昇させる。中心架台の上昇速度は、添付書類 8-八に記載する制限値の最大速度 (3.3cm/s) とする。
- (5-1) 中心架台上昇中に 120W を越えて超えてスクラムする場合

対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、原子炉は線型出力計の指示値の 120%を超えたときにスクラムするものとする。ただし、指示値の 110%以上のときに作動する一せい挿入には期待しない。スクラム信号の発生に伴い、中心架台を上昇させるための油

圧ポンプが停止することにより、中心架台の上昇動作は直ちに停止する。1秒後に中心架台が落下を開始し、12秒後までに時間とともに線形に負の反応度を加えるものとする。その際に、制御棒3本は上限状態となっているが、作動しないものとする。この動作の間、中性子源は挿入したままとする。

- (5-2) 中心架台が上限まで上昇し、その後の制御棒引抜き操作に伴って出力が上昇し、120Wを~~越えて~~超えてスクラムする場合

中心架台を上昇させてから10分後（中心架台上限となってから約400秒後）に、制御棒の引き抜きにより最大反応度添加率（ $0.02\% \Delta k/k/s$ ）で反応度を連続的に加える。対数出力炉周期系の単一故障を仮定し、原子炉は、線型出力計の指示値の120%を超えたときに、スクラムするものとする。ただし、指示値の110%以上のときに作動する一せい挿入には、期待しないものとし、制御棒の最大の反応度を持つ1本が挿入できないとする。1秒後に制御棒落下に伴うステップ状の負の反応度が印加されるとする。中心架台は作動しないものとする。中性子源は挿入したままとする。

#### 10-3-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

燃料集合体の装荷により印加される反応度の解析結果について、E3P炉心（高濃縮ウラン炉心）の場合を例にとって、第10-3-1表及び第10-3-1図に示す。ここでは、⑧の位置に燃料集合体を装荷したときに、最も大きな反応度が加わることになる。

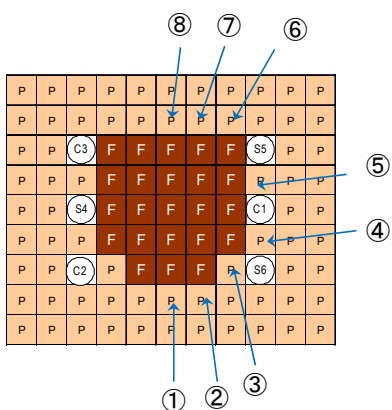
また、中心架台の上昇に伴う反応度印加量の解析結果の例を、第10-3-2図及び第10-3-3図に示す。第10-3-2図は、E3P炉心での解析結果であるが、制御棒校正曲線の形状がどの単一炉心についてもS字曲線になるのと同様に、他の炉心の場合についても、第10-3-2図とほぼ相似な形状となる。その例として、第10-3-3図にE3P炉心より中性子エネルギースペクトルがかなり硬いE1P炉心での中心架台の反応度校正曲線の解析結果を示しており、絶対値は異なるものの、両者の形状にはほとんど違いは見られない。そこで、第10-3-2図の曲線を多項式（6次式）でフィッティングし、その式を各体系の中心架台の全反応度量の絶対値で規格化して、中心架台の反応度校正曲線とした。

E3P炉心について、加えられた反応度の時間変化を第10-3-4図に、出力の時間変化を第10-3-5図に示す。中心架台の全ストロークは約190cmであるが、起動して中心架台の位置が最上部から100cmの位置を通過後、反応度が徐々に印加され、両図の約57秒の時点で、スクラム信号により反応度印加が停止し、その1秒後に負の反応度が加えられて、原子炉は停止する。最大出力は約0.128W、積算出力は約2.9Jであり、燃料の温度上昇は、 $4 \times 10^{-4} \text{°C}$ と十分に小さな値である。構造材のアルミニウム及び減速材のポリエチレンの温度上昇量は、それ以下の値となるため、初期温度を25°Cとしたとき、燃料、構造材のアルミニウム及び減速材のポリエチレンの温度は全て約25°Cであるため、設計基準事故時の温度に関する判断基準を満足している。解析を行った温度の評価については「10-2-2-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）」と同じである。また、この事象により核分裂生成物は、燃料要素から放出されないため、周辺公衆に著しい放射線被ばくを及ぼすことはなく、設計基準事故時の判断基準を満足している。

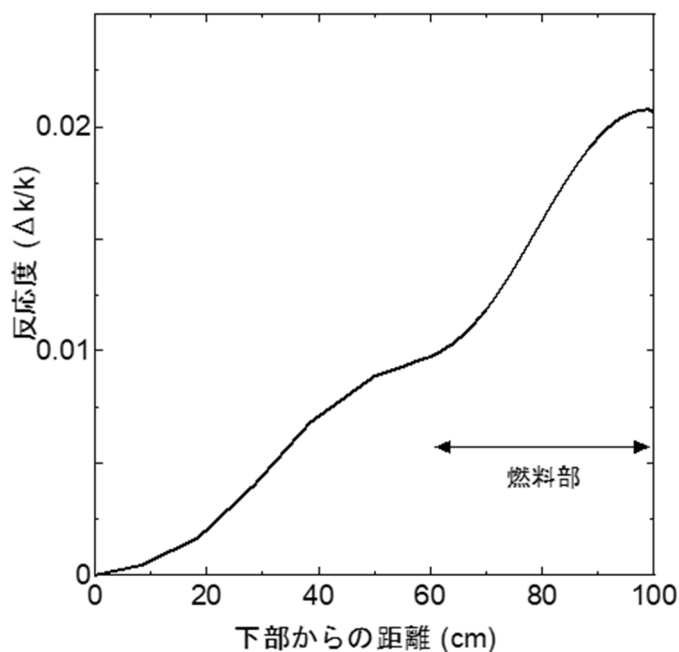


第 10-3-1 表 燃料集合体装荷による反応度

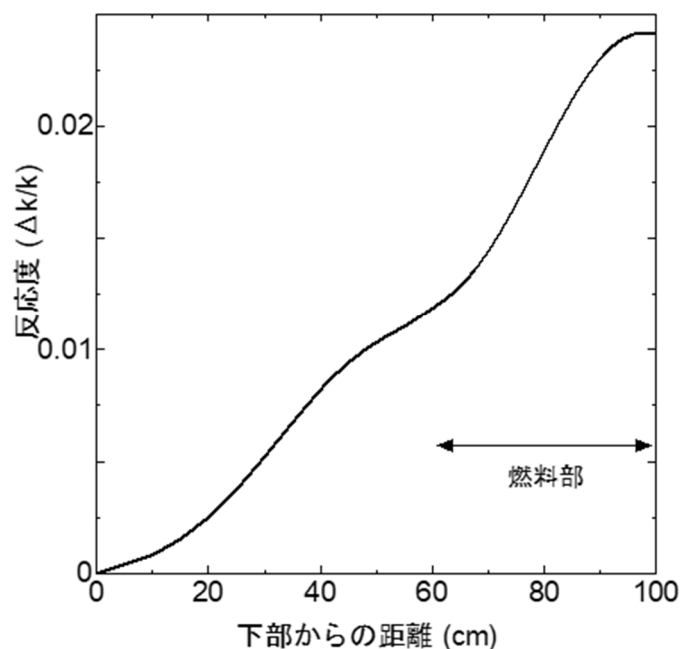
位置	反応度 (% $\Delta k/k$ )
①	0.82
②	0.68
③	0.81
④	0.65
⑤	0.70
⑥	0.52
⑦	0.91
⑧	1.10



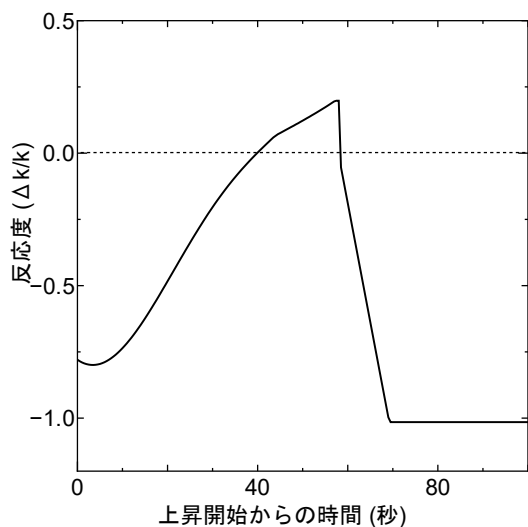
第 10-3-1 図 炉心の配置図 (燃料集合体装荷位置)  
(高濃縮ウラン炉心)



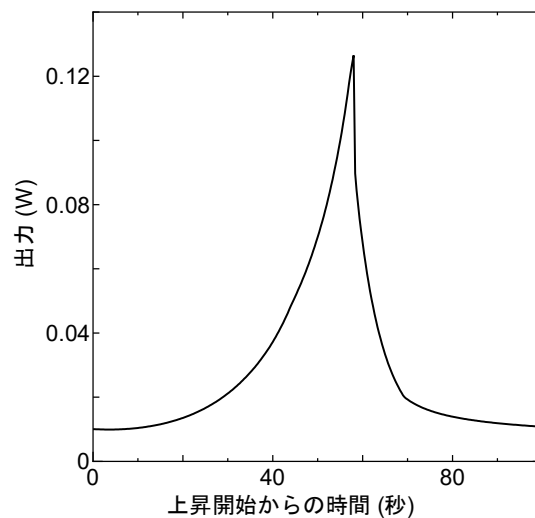
第 10-3-2 図 中心架台の反応度校正曲線 (E3P 炉心)



第 10-3-3 図 中心架台の反応度校正曲線 (E1P 炉心)



第 10-3-4 図 反応度の時間変化 (E3P 炉心)



第 10-3-5 図 出力の時間変化 (E3P 炉心)

同様の解析を高濃縮ウランの燃料要素及びポリエチレン減速材で構成される最もスペクトルの柔らかい E3.7 炉心、スペクトルが最も硬い EEE1 炉心及びその間のスペクトルの E3 炉心、E2 炉心、E1 炉心、EE1 炉心について行った。これらの炉心は、高濃縮ウランの燃料要素を用いる固体減速炉心で構成することができる中性子エネルギースペクトルの範囲を広く含んでいる。各炉心において E3P 炉心の解析と同様に、燃料集合体と隣接した 1 体のポリエチレン反射体を取り除いたときの反応度変化の絶対値が最小となる値を中心架台の反応度とし、各炉心において燃料集合体を誤装荷した際の最大の反応度となる値を求めた。さらに、中心架台の反応度が大きく中心架台の

上昇に伴う反応度添加率がより大きくなる場合を考え、中心架台の反応度が各炉心について、規制値の最大値（ $5\% \Delta k/k$ ）となる場合の解析も行った。

解析に用いた反応度を第 10-3-2 表及び第 10-3-3 表に、起動後のスクラム発生時刻等の解析結果を第 10-3-4 表に示す。ここで、スクラム発生時刻は、中心架台の反応度が印加され始める中心架台上限から 100cm 下の位置（中心架台の下限から約 90cm 上昇させた位置）を基準としている（下限位置から中心架台を上昇させ始めて約 40 秒後）。

第 10-3-4 表に示すとおり、各炉心における燃料要素の温度上昇は、 $0.01^{\circ}\text{C}$ 以下であり、構造材のアルミニウム及び減速材の温度上昇量はそれ以下の値となるため、初期温度を  $25^{\circ}\text{C}$ としたとき、燃料、構造材のアルミニウム及び減速材の温度は、全て約  $25.01^{\circ}\text{C}$ 以下であるため、設計基準事故時の判断基準を満足している。また、この事象により核分裂生成物は燃料要素から放出されないため、周辺公衆に著しい放射線被ばくを及ぼすことはなく、設計基準事故時の判断基準を満足している。

固体減速架台については、天然ウランの燃料要素を組み合わせた炉心についても、添付書類 8 八において解析を行っているが、天然ウランを加えることにより装荷する燃料体数が増加し、炉心が大きくなることにより、燃料誤装荷時の反応度印加量が小さくなるため、上記の結果より安全側となる。

軽水減速架台については、炉心配置変更作業が行われる際にダンプ弁が開いており、炉心タンク内に減速材が存在しないため、燃料集合体を装荷した際の反応度は、減速材を燃料集合体内に有している固体減速架台に比べて非常に小さい値であるため、燃料集合体の誤装荷を行ったとしても、未臨界状態を維持している。

以上より、燃料集合体の誤装荷を行ったとしても臨界となるおそれはなく、そのため、燃料要素の温度上昇は起こらず、核分裂生成物は燃料要素から放出されないため、設計基準事故時の判断基準を満足している。また燃料集合体の誤装荷後に誤って原子炉を起動した場合であっても、設計基準事故時の判断基準を満足している。

第 10-3-2 表 各炉心の反応度（高濃縮ウラン炉心）（中心架台反応度の最低値）

炉心	燃料集合体取出し による絶対値最小の 反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	燃料集合体装荷 による絶対値最大の 反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	炉心配置変更時 の反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	燃料誤装荷後 の反応度 ( $\% \Delta k/k$ )
E3.7P	-1.49	1.10	-1.82	-0.72
E3P	-2.00	1.54	-2.33	-0.79
E2P	-2.23	2.07	-2.56	-0.49
E1P	-2.32	2.15	-2.65	-0.50
EE1P	-1.49	1.51	-1.82	-0.30
EEE1P	-1.70	1.07	-2.03	-0.95

第 10-3-3 表 各炉心の反応度（高濃縮ウラン炉心）（中心架台反応度=5% $\Delta k/k$ ）

炉心	中心架台の反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	燃料集合体装荷 による絶対値最大の 反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	炉心配置変更時 の反応度 ( $\% \Delta k/k$ )	燃料誤装荷後 の反応度 ( $\% \Delta k/k$ )
E3.7P	-5.00	1.10	-5.33	-4.23
E3P	-5.00	1.54	-5.33	-3.79
E2P	-5.00	2.07	-5.33	-3.26
E1P	-5.00	2.15	-5.33	-3.18
EE1P	-5.00	1.51	-5.33	-3.81
EEE1P	-5.00	1.07	-5.33	-4.25

第 10-3-4 表 燃料誤操作後の起動時の解析結果（高濃縮ウラン炉心）

（各炉心の上段が中心架台反応度の最低値の結果、下段が中心架台反応度=5% $\Delta k/k$ の結果）

炉心	スクラム発生時刻 (s)	スクラム時の中心架台位置（上限を基準）(cm)	最大出力 (W)	起動後積算出力 (J)	燃料要素の温度上昇 (°C)
E3.7P	74.5	-28.4	0.128	3.30	$1.86 \times 10^{-3}$
	97.0	-17.2	0.124	3.61	$2.03 \times 10^{-3}$
E3P	57.2	-39.9	0.128	2.88	$1.51 \times 10^{-3}$
	86.6	-20.3	0.127	3.00	$1.57 \times 10^{-3}$
E2P	37.6	-56.2	0.138	2.25	$9.97 \times 10^{-4}$
	78.6	-25.7	0.128	3.25	$1.44 \times 10^{-3}$
E1P	38.2	-55.5	0.138	2.28	$6.35 \times 10^{-4}$
	77.3	-26.5	0.128	3.26	$9.08 \times 10^{-4}$
EE1P	43.2	-49.6	0.135	2.41	$3.24 \times 10^{-4}$
	87.0	-20.1	0.127	3.20	$4.30 \times 10^{-4}$
EEE1P	80.0	-24.7	0.129	3.47	$2.86 \times 10^{-4}$
	98.1	-16.9	0.124	3.66	$3.02 \times 10^{-4}$

### 10-3-2-5 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

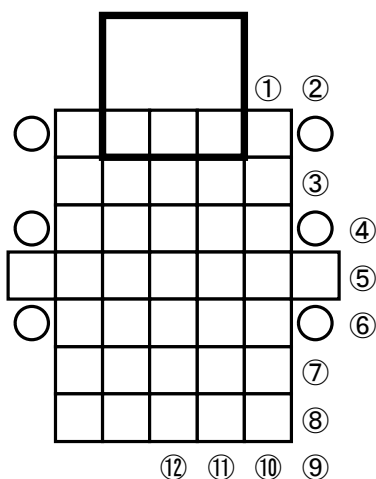
燃料集合体の装荷により印加される反応度の解析結果について、L5. 5P-30 炉心及び L2P-30 炉心（ともに低濃縮ウラン炉心）の場合を例にとって、第 10-3-5 表、第 10-3-6 図及び第 10-3-7 図に示す。各燃料セルの炉心で燃料集合体の誤装荷による温度上昇の解析結果を第 10-3-6 表に示す。ここで示した炉心は、各燃料セルの炉心の中で燃料集合体の誤装荷による反応度が最大となる場合と最小となる場合である。例えば、温度上昇が大きくなった L5. 5P-30 炉心（第 10-3-6 図）と L2P-30 炉心（第 10-3-7 図）の場合についての燃料集合体誤装荷による反応度を第 10-3-5 表に示すが、ここでは、両炉心とも⑨の位置に燃料集合体を装荷したときに、最も温度上昇が大きくなる。

温度上昇が最も大きいのは L2P-30 炉心であるが、燃料要素の温度上昇は高々約 1.1℃である。従って、核分裂生成物は燃料要素から放出されないため、設計基準事故時の判断基準を満足している。この炉心について、中心架台の反応度校正曲線を第 10-3-8 図に、反応度の変化（制御棒引抜前まで）を第 10-3-9 図に示す。また、炉心出力の変化を第 10-3-10 図及び第 10-3-11 図に示す。

その他の結果として、反応度が小さい燃料集合体を装荷した場合で、L2P-30 炉心の次に温度上昇が最も大きくなった L5. 5P-30 炉心の中心架台の反応度校正曲線を第 10-3-12 図に、反応度の変化（制御棒引抜前まで）を第 10-3-13 図に示す。また、炉心出力の変化を第 10-3-14 図及び第 10-3-15 図に示す。このケースでは、中心架台を上限にしても未臨界である。さらに、L5. 5P-30 炉心において、反応度が大きな燃料集合体を装荷した場合の出力変化を第 10-3-16 図に示す。このケースでは、中心架台の上昇中に出力が 120W を超える。

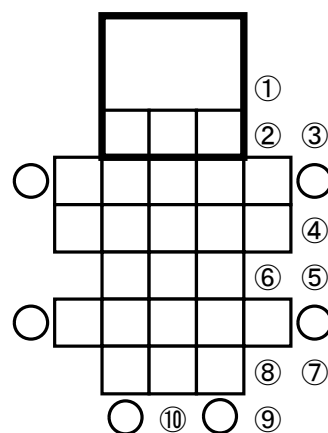
第 10-3-5 表 燃料集合体装荷により印加される反応度の解析結果の例（低濃縮ウラン炉心）

位置	印加反応度 (% $\Delta$ k/k)	
	L5. 5P-30 炉心	L2P-30 炉心
①	0.181	0.482
②	0.086	0.717
③	0.376	0.456
④	0.218	0.787
⑤	0.231	0.998
⑥	0.214	1.257
⑦	0.433	0.376
⑧	0.226	0.557
⑨	0.076	0.370
⑩	0.194	0.518



第 10-3-6 図 L5.5P-30 炉心（低濃縮ウラン炉心）

（○の数字は燃料集合体の誤装荷位置）



第 10-3-7 図 L2P-30 炉心（低濃縮ウラン炉心）

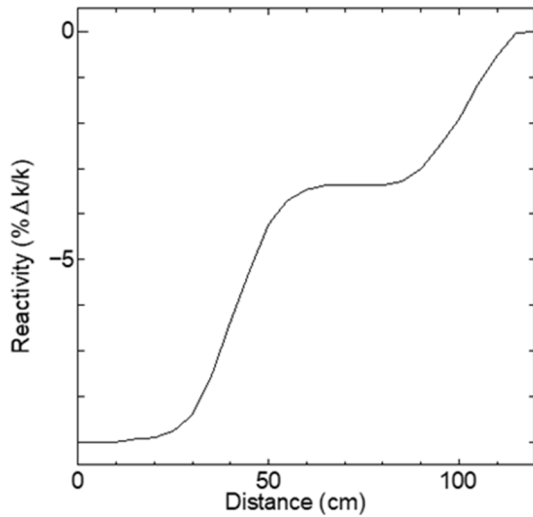
（○の数字は燃料集合体の誤装荷位置）

第 10-3-6 表 燃料集合体の誤装荷による温度上昇の解析結果（低濃縮ウラン炉心）

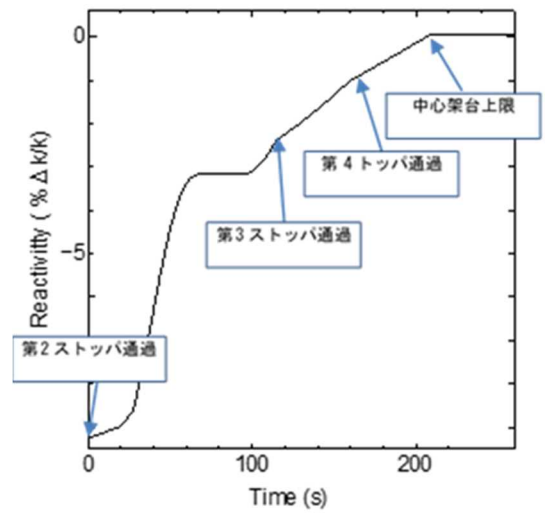
炉心名称	燃料集合体 装荷反応度 (%Δk/k)	中心架台 反応度 (%Δk/k)	120W 超まで の時間 (s)	積算出力 (J)	温度上昇 (°C)	温度上昇 <sup>b</sup> (°C)
L5.5P-50 (最大)	0.927	8.22	183.9 <sup>a</sup>	$8.26 \times 10^2$	$9.17 \times 10^{-2}$	$2.10 \times 10^{-1}$
L5.5P-30 (最小)	0.076	3.47	45.6	$1.26 \times 10^3$	$1.56 \times 10^{-1}$	$3.57 \times 10^{-1}$
L4P-50 (最大)	1.137	11.5	157.9 <sup>a</sup>	$5.34 \times 10^2$	$5.24 \times 10^{-2}$	$1.17 \times 10^{-1}$
L4P-30 (最小)	0.152	5.93	36.0	$1.23 \times 10^3$	$1.54 \times 10^{-1}$	$3.36 \times 10^{-1}$
L3P-50 (最大)	1.745	12.7	134.6 <sup>a</sup>	$5.20 \times 10^2$	$4.75 \times 10^{-2}$	$1.01 \times 10^{-1}$
L3P-30 (最小)	0.179	8.64	33.5	$1.41 \times 10^3$	$1.56 \times 10^{-1}$	$3.25 \times 10^{-1}$
L2P-50 (最大)	1.854	17.5	134.9 <sup>a</sup>	$4.84 \times 10^2$	$3.28 \times 10^{-2}$	$8.40 \times 10^{-2}$
L2P-30 (最小)	0.370	9.00	16.8	$5.80 \times 10^3$	$4.86 \times 10^{-1}$	$1.13 \times 10^0$
L1P-50 (最大)	1.096	10.7	147.8 <sup>a</sup>	$5.80 \times 10^2$	$2.27 \times 10^{-2}$	$7.34 \times 10^{-2}$
L1P-30 (最小)	0.219	8.70	31.3	$1.60 \times 10^3$	$6.90 \times 10^{-2}$	$2.11 \times 10^{-1}$
LL1P-50 (最大)	0.974	5.83	140.8 <sup>a</sup>	$8.10 \times 10^2$	$1.34 \times 10^{-2}$	$5.05 \times 10^{-2}$
LL1P-30 (最小)	0.180	3.23	35.4	$1.11 \times 10^3$	$1.91 \times 10^{-2}$	$7.58 \times 10^{-2}$

a 中心架上昇のみでスクラムしたケース、他は追加で制御棒を引抜いてスクラムしたケース

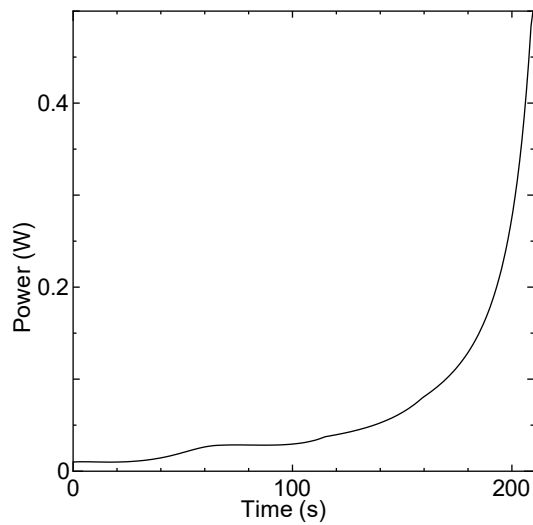
b 各炉心の「最大値／平均値」及び燃料板内の出力分布を考慮する係数（1.01 倍）を掛けた値



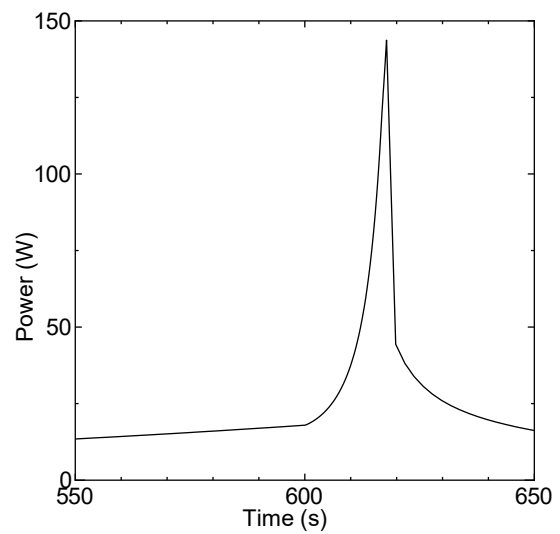
第 10-3-8 図 L2P-30 (最小ケース) の  
中心架台の反応度校正曲線  
(上限から 120cm 下がった位置を基準)



第 10-3-9 図 L2P-30 (最小ケース) の  
反応度変化

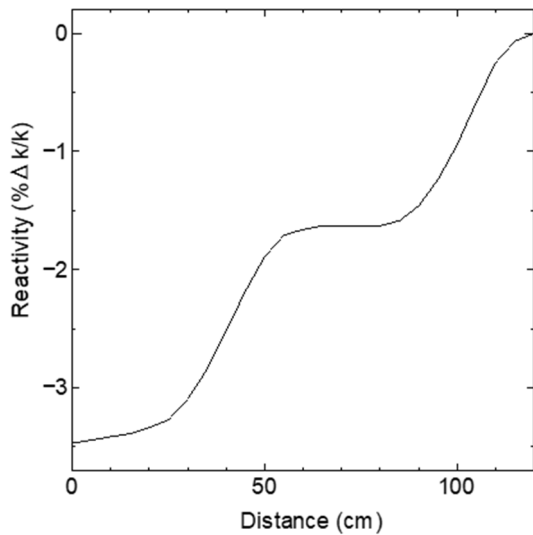


第 10-3-10 図 L2P-30 (最小ケース) の出力変化  
(中心架台上昇まで)

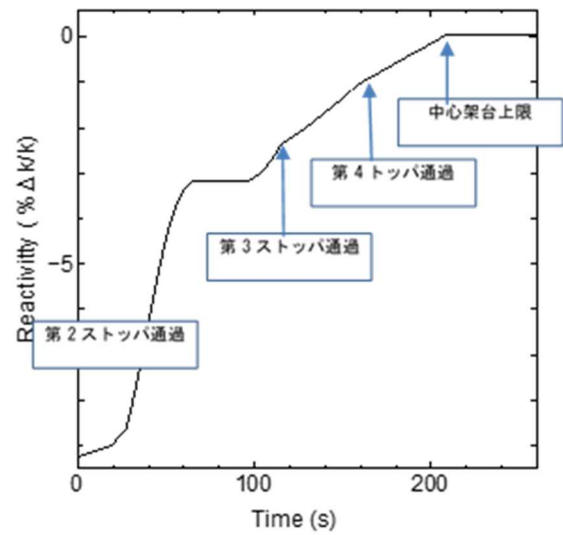


第 10-3-11 図 L2P-30 (最小ケース) の出力変化  
(600s から制御棒引抜き開始)

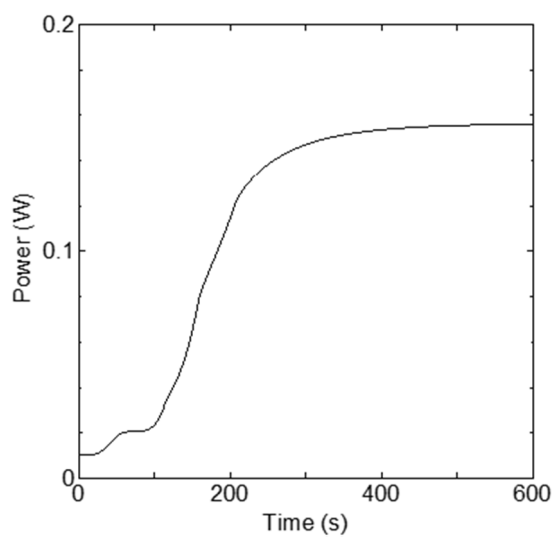




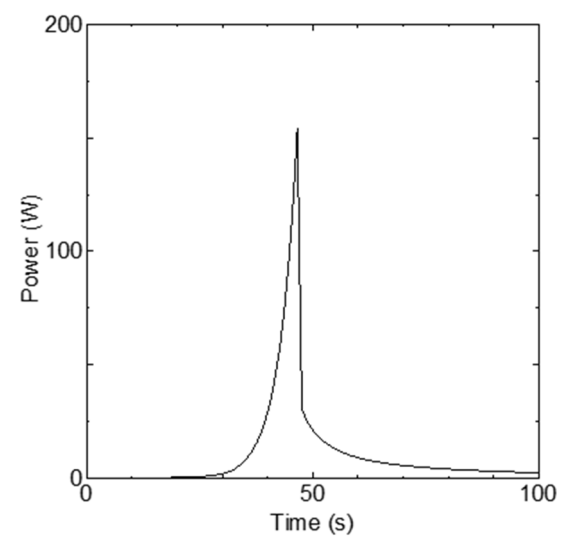
第 10-3-12 図 L5.5P-30 (最小ケース) の  
中心架台反応度校正曲線  
(上限から 120cm 下がった位置を基準)



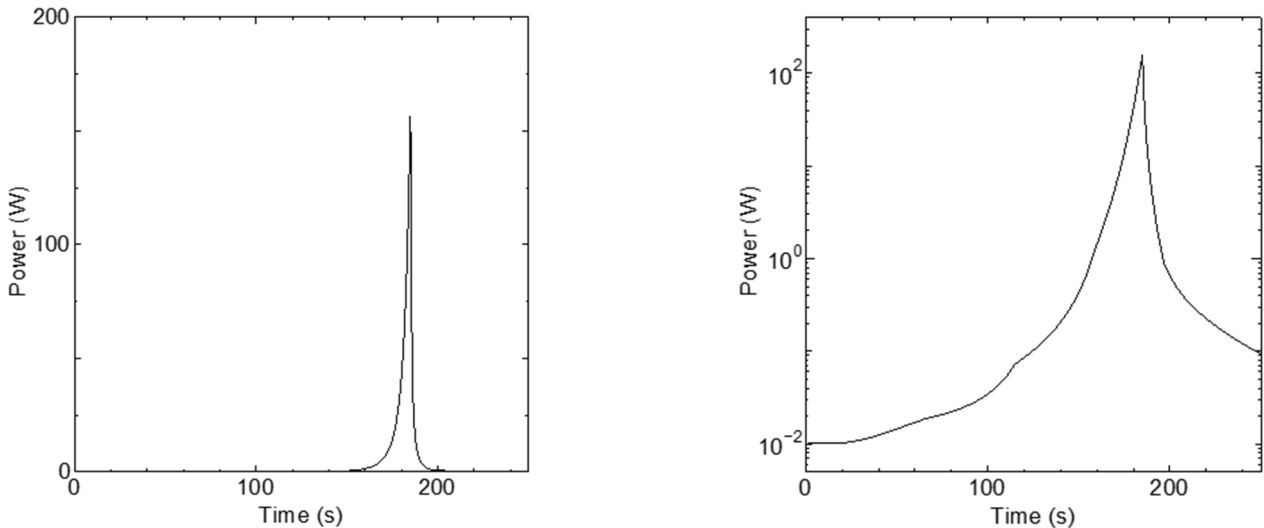
第 10-3-13 図 L5.5P-30 (最小ケース) の  
反応度変化



第 10-3-14 図 L5.5P-30 (最小ケース) の  
出力変化 (中心架台上昇は 208s まで)



第 10-3-15 図 L5.5P-30 (最小ケース) の  
出力変化 (制御棒の上昇開始を 0s とする)



第 10-3-16 図 L5.5P-30（最大ケース）の出力変化

左図：縦軸線型スケール、右図：縦軸対数スケール

### 10-3-3 燃料の機械的破損

#### 10-3-3-1 発生状況及び防止対策

燃料集合体の組立て、運搬、炉心装荷作業等の取扱中に誤って燃料集合体を落下させる等した場合、燃料集合体が機械的に破損して、燃料要素より核分裂生成物が放出され、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを与える可能性がある。燃料体の機械的破損を防止するために、次のような対策を講じている。

- (1) 燃料体の取扱いは、経験豊富な臨界装置部員が慎重に行う。また、臨界装置部員以外のものが燃料体を取扱う際には、作業前に燃料体の取扱方法について説明し、作業中は必ず臨界装置部員が立会って、燃料体を破損させることがないように、作業を実施している。
- (2) 燃料体の取扱い作業は、複数の作業員で行うようにすることで、監視しながら燃料体の取扱いを実施し、落下等の失敗をしないようにしている。
- (3) 燃料体の運搬作業には、専用の運搬台車を用いることで、運搬中のトラブルがないようにしている。

#### 10-3-3-2 設計基準事故の解析（高濃縮ウラン炉心及び低濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心及び低濃縮ウラン炉心における燃料の機械的破損については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 軽水減速架台又は固体減速架台において、同じ炉心で月末に 100W での運転を 1 時間行うという運転パターンを 9 回繰り返すとする。各運転間隔は、30 日間とし、その後、最後の運転の 24 時間後（次の月の初日）に 100W での運転を 1 時間行う。なお、この運転パターンは、設置申請書に記載する運転の制限値を満足している。

- (2) 最後の運転を停止してから、1 日後に炉心配置変更作業を行う。そのとき、1 体の燃料集合体を取扱う際に、誤って燃料要素を損傷させたとする。燃料板破損時に燃料要素内に残っている核分裂生成物の量は、ORIGEN-2 コードにより求める。
- (3) 軽水減速架台では、1 枚の燃料要素を破損させ、燃料要素芯材において表面より核分裂生成物の飛程に相当する 15 μm 深さ内で生成された希ガス (Xe、Kr) 及びよう素が全量放出されたとする。固体減速架台では、1 体の燃料集合体のうち 10%の燃料要素が折曲がり、燃料要素の切断面から FP の飛程に相当する約 15 μm 深さ内で生成された希ガス (Xe、Kr) 及びよう素が全量放出されたとする。

評価に用いる数値については、添付書類 6-六の第 6-1-14 表に記載した値を使用する。

### 10-3-3-3 解析方法 (高濃縮ウラン炉心及び低濃縮ウラン炉心)

核分裂生成物の放出は全て地上放出とし、実効放出継続時間は FP が瞬時に大気に放出されるものと考え、気象観測時間の最小単位の 1 時間とする。希ガスからは直接ガンマ線による外部被ばくを受け、よう素からは吸引による甲状腺への取込みによる内部被ばくを受けるものとする。被ばく線量を評価するための着目核種として、希ガスについては「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 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)に記載されている Xe 及び Kr 核種を対象とする。

相対濃度 $(\chi/Q)_{97\%}$ 及び相対線量 $(D/Q)_{97\%}$ は、実効放出継続時間に基づき計算する。放射性雲による線量として、放射性雲中の希ガスからのガンマ線による実効線量は、次式で計算する。

$$D_{\gamma} = Q_{\gamma} + \left(\frac{D}{Q}\right)_{97\%} \quad (1)$$

ここで、

$D_{\gamma}$  : ガンマ線による実効線量 (Sv)

$Q_{\gamma}$  : 希ガス核種の 0.5MeV (ガンマ線) 換算放出量 (Bq)

$(D/Q)_{97\%}$  : 希ガスに対する相対線量 (実効放出時間 1 時間) (Sv/Bq)

である。

よう素の呼吸摂取による実効線量は、評価地点におけるよう素の地表空気中の相対濃度及びよう素の  $^{131}\text{I}$  等価放出量に基づいて、次式により計算する。

$$D = K_{\text{He}} \cdot M \cdot Q_e \cdot \left(\frac{\chi}{Q}\right)_{97\%} \quad (2)$$

ここで、

$D$  : よう素の呼吸摂取による実効線量 (Sv)

$K_{He}$  :  $^{131}I$  の吸入摂取による小児の実効線量係数 (Sv/Bq)

$M$  : 小児の呼吸率 ( $m^3/h$ )

$Q_e$  : よう素の放出量 ( $^{131}I$  等価量) (Bq)

$(\chi/Q)_{97\%}$  : よう素に対する相対濃度 (実効放出時間 1 時間) ( $h/m^3$ )

である。

(2) 式中で用いるよう素の  $^{131}I$  等価放出量  $Q_e$  は、次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i \frac{K_{Hi}}{K_{He}} \cdot Q_i \quad (3)$$

ここで、

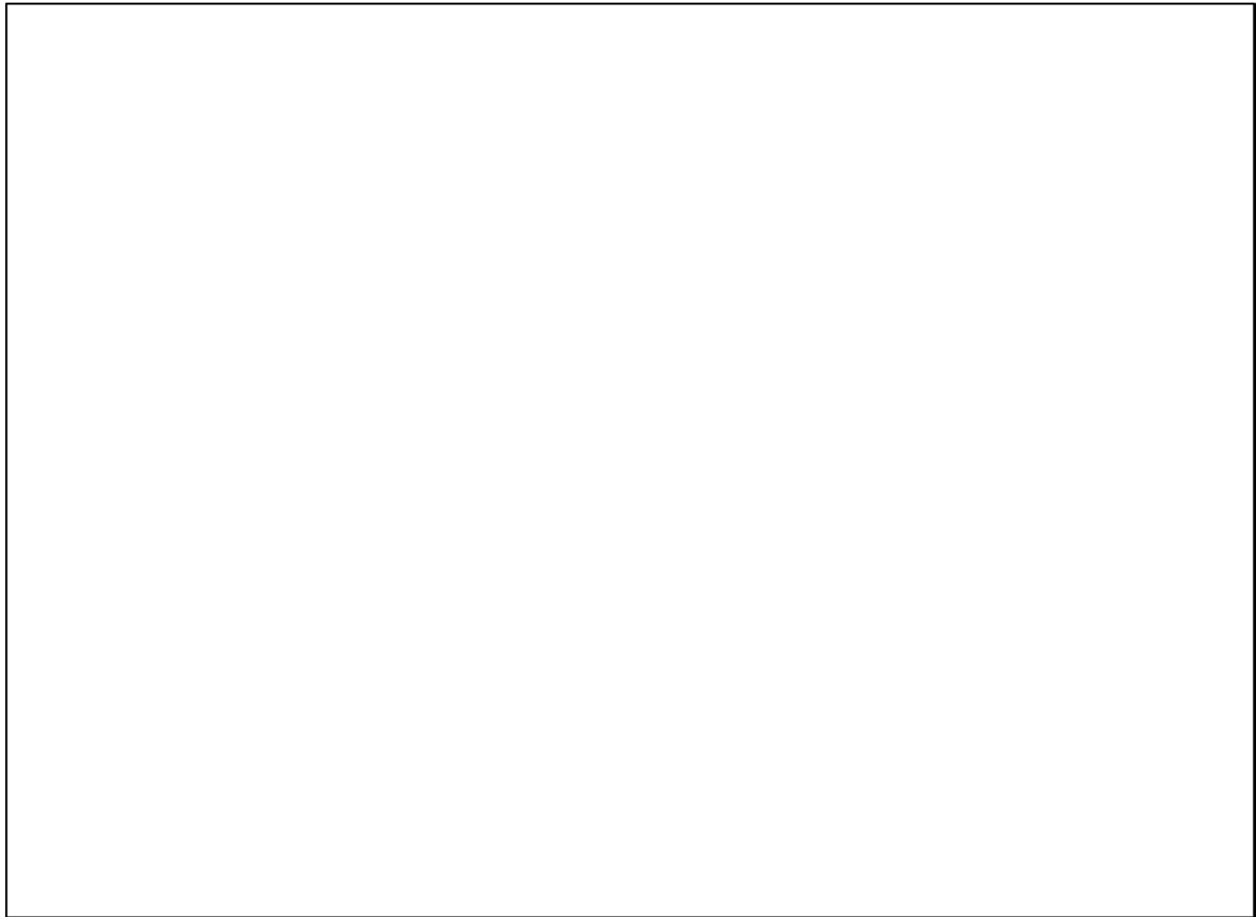
$K_{Hi}$  : よう素の呼吸摂取による実効線量 (Sv)

$Q_i$  :  $^{131}I$  の吸入摂取による小児の実効線量係数 (Sv/Bq)

である。

地上放出であるため、放出位置に近いほど評価が大きくなる。周辺監視区域の境界外で放出位置を中心としてとった 16 方位の範囲内で、放出位置から最短距離である地点を着目地点として評価し、このうち最大の評価を与える地点を評価地点とする。よう素による実効線量の評価に使用するパラメータは小児の値とし、実効放出継続時間が 1 時間であることを考慮して、活動時における値を用いる。希ガスの環境への放出量は、0.5MeV (ガンマ線) について、相対線量として  $8.6 \times 10^{-18} Sv/Bq$  (KUR の添付書類 6-六に記載した実効放出継続時間が 1 時間の値、西南西方向、第 10-3-17 図に研究所の敷地図を示す) を用いる。また、よう素については、相対濃度として  $2.2 \times 10^{-6} h/m^3$  (KUR の添付書類 6-六に記載した実効放出継続時間が 1 時間の値、西南西方向) を用いる。

なお、西南西方向は、敷地境界までの距離が KUR に比べて KUCA のほうが遠いため、この評価は、安全側の結果となる。



第 10-3-17 図 複合原子力科学研究所の施設配置図（16 方位記入）

#### 10-3-3-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

結果を第 10-3-7 表及び第 10-3-8 表に示す。被ばく量は、最大でも軽水減速架台の燃料要素の機械的破損による小児に対する値である約  $0.18 \mu\text{Sv}$  となり、周辺公衆の実効線量の評価値に関する設計基準事故時の判断基準を満足しており、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを及ぼさない。

第 10-3-7 表 燃料要素損傷に伴う被ばく線量（固体減速架台）（高濃縮ウラン炉心）

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu Sv$ )
$^{83m}Kr$	$5.70 \times 10^1$	$2.85 \times 10^{-1}$	$1.16 \times 10^4$	$5.45 \times 10^{-7}$
$^{85}Kr$	$2.25 \times 10^0$	$9.88 \times 10^{-3}$		
$^{85m}Kr$	$5.26 \times 10^2$	$1.67 \times 10^2$		
$^{87}Kr$	$2.48 \times 10^{-1}$	$3.94 \times 10^{-1}$		
$^{88}Kr$	$2.43 \times 10^2$	$9.49 \times 10^2$		
$^{131m}Xe$	$4.98 \times 10^0$	$1.99 \times 10^{-1}$		
$^{133}Xe$	$4.91 \times 10^3$	$4.42 \times 10^2$		
$^{133m}Xe$	$2.92 \times 10^2$	$2.46 \times 10^1$		
$^{135}Xe$	$1.84 \times 10^4$	$9.22 \times 10^3$		
$^{135m}Xe$	$9.37 \times 10^2$	$8.10 \times 10^2$		
$^{131}I$	$1.95 \times 10^3$	$1.95 \times 10^3$	$6.46 \times 10^3$	$3.36 \times 10^{-3}$
$^{132}I$	$6.42 \times 10^3$	$9.23 \times 10^1$		
$^{133}I$	$1.60 \times 10^4$	$4.11 \times 10^3$		
$^{134}I$	$1.13 \times 10^{-2}$	$4.87 \times 10^{-5}$		
$^{135}I$	$5.85 \times 10^3$	$3.11 \times 10^2$		

第 10-3-8 表 燃料要素損傷に伴う被ばく線量（軽水減速架台）（高濃縮ウラン炉心）

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
$^{83m}\text{Kr}$	$2.97 \times 10^3$	$1.49 \times 10^1$	$6.06 \times 10^5$	$2.84 \times 10^{-5}$
$^{85}\text{Kr}$	$1.17 \times 10^2$	$5.16 \times 10^{-1}$		
$^{85m}\text{Kr}$	$2.74 \times 10^4$	$8.73 \times 10^3$		
$^{87}\text{Kr}$	$1.30 \times 10^1$	$2.06 \times 10^1$		
$^{88}\text{Kr}$	$1.27 \times 10^4$	$4.95 \times 10^4$		
$^{131m}\text{Xe}$	$2.60 \times 10^2$	$1.04 \times 10^1$		
$^{133}\text{Xe}$	$2.56 \times 10^5$	$2.31 \times 10^4$		
$^{133m}\text{Xe}$	$1.53 \times 10^4$	$1.28 \times 10^3$		
$^{135}\text{Xe}$	$9.62 \times 10^5$	$4.81 \times 10^5$		
$^{135m}\text{Xe}$	$4.89 \times 10^4$	$4.22 \times 10^4$		
$^{131}\text{I}$	$1.02 \times 10^5$	$1.02 \times 10^5$	$3.37 \times 10^5$	$1.75 \times 10^{-1}$
$^{132}\text{I}$	$3.35 \times 10^5$	$4.82 \times 10^3$		
$^{133}\text{I}$	$8.36 \times 10^5$	$2.14 \times 10^5$		
$^{134}\text{I}$	$5.90 \times 10^{-1}$	$2.54 \times 10^{-3}$		
$^{135}\text{I}$	$3.05 \times 10^5$	$1.62 \times 10^4$		

10-3-3-5 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

結果を第 10-3-9 表～第 10-3-11 表に示す。被ばく量は、最大でも軽水減速架台の燃料要素の機械的破損による小児に対する値である約  $0.004 \mu\text{Sv}$  となり、周辺公衆の実効線量の評価値に関する設計基準事故時の判断基準を満足しており、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを及ぼさない。

第 10-3-9 表 燃料要素損傷に伴う被ばく線量（固体減速炉心：L3-50 炉心）（低濃縮ウラン炉心）

核種	生成量 (Bq)	放出量 (Bq) ①	実効 エネルギー <sup>a</sup> (MeV/dis) ②	0.5MeV 換算 放出量 (Bq) ③	合計放出量 (Bq) ④	実効線量 <sup>b</sup> ( $\mu$ Sv)
<sup>83m</sup> Kr	1.64E+07	3.31E+02	0.0025	$1.65E \times 10^0$	$6.74 \times 10^4$	$5.79 \times 10^{-7}$
<sup>85</sup> Kr	6.45E+05	1.30E+01	0.0022	$5.72 \times 10^{-2}$		
<sup>85m</sup> Kr	1.51E+08	3.04E+03	0.159	$9.68 \times 10^2$		
<sup>87</sup> Kr	7.13E+04	1.44E+00	0.793	$2.28 \times 10^0$		
<sup>88</sup> Kr	6.99E+07	1.41E+03	1.950	$5.49 \times 10^3$		
<sup>131m</sup> Xe	1.44E+06	2.90E+01	0.020	$1.16 \times 10^0$		
<sup>133</sup> Xe	1.41E+09	2.85E+04	0.045	$2.57 \times 10^3$		
<sup>133m</sup> Xe	8.42E+07	1.70E+03	0.042	$1.43 \times 10^2$		
<sup>135</sup> Xe	5.31E+09	1.07E+05	0.250	$5.35 \times 10^4$		
<sup>135m</sup> Xe	2.70E+08	5.44E+03	0.432	$4.70 \times 10^3$		

a 「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 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)

b  $(6.7 \times 10^4) \times (8.6 \times 10^{-18})$  Sv/Bq

③=①×②÷0.5

④=③の放出量の合計

第 10-3-10 表 燃料要素損傷に伴う被ばく線量（固体減速炉心：L3-50 炉心）（低濃縮ウラン炉心）

核種	生成量 (Bq)	放出量 (Bq) ①	核種 i の吸入摂取に よる小児の実効線 量係数 (Sv/Bq) ②	<sup>131</sup> I 等価放出量 (Bq) ③	合計放出量 (Bq) ④	実効線量 <sup>a</sup> ( $\mu$ Sv)
<sup>131</sup> I	$5.64 \times 10^8$	$1.14 \times 10^4$	$1.6 \times 10^{-7}$	$1.14 \times 10^4$	$3.75 \times 10^4$	$4.10 \times 10^{-3}$
<sup>132</sup> I	$1.85 \times 10^9$	$3.73 \times 10^4$	$2.3 \times 10^{-9}$	$5.37 \times 10^2$		
<sup>133</sup> I	$4.61 \times 10^9$	$9.30 \times 10^4$	$4.1 \times 10^{-8}$	$2.38 \times 10^4$		
<sup>134</sup> I	$3.25 \times 10^3$	$6.56 \times 10^{-2}$	$6.9 \times 10^{-10}$	$2.83 \times 10^{-4}$		
<sup>135</sup> I	$1.68 \times 10^9$	$3.39 \times 10^4$	$8.5 \times 10^{-9}$	$1.80 \times 10^3$		

a  $(3.75 \times 10^4) \times (1.6 \times 10^{-7})$  Sv/Bq ×  $(2.2 \times 10^{-6})$  h/m<sup>3</sup> ×  $0.31$  m<sup>3</sup>/h

③=①×②÷ $(1.6 \times 10^{-7})$  (<sup>131</sup>I の値)

④=③の放出量の合計



第 10-3-11 表 燃料要素損傷に伴う被ばく線量（軽水減速炉心：C45G(2H<sub>2</sub>O)4 列炉心）

（低濃縮ウラン炉心）

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
<sup>83m</sup> Kr	$8.74 \times 10^1$	$4.37 \times 10^{-1}$	$1.78 \times 10^4$	$1.53 \times 10^{-7}$ a
<sup>85</sup> Kr	$3.44 \times 10^0$	$1.51 \times 10^{-2}$		
<sup>85m</sup> Kr	$8.05 \times 10^2$	$2.56 \times 10^2$		
<sup>87</sup> Kr	$3.80 \times 10^{-1}$	$6.03 \times 10^{-1}$		
<sup>88</sup> Kr	$3.73 \times 10^2$	$1.45 \times 10^3$		
<sup>131m</sup> Xe	$7.66 \times 10^0$	$3.06 \times 10^{-1}$		
<sup>133</sup> Xe	$7.54 \times 10^3$	$6.79 \times 10^2$		
<sup>133m</sup> Xe	$4.49 \times 10^2$	$3.77 \times 10^1$		
<sup>135</sup> Xe	$2.83 \times 10^4$	$1.41 \times 10^4$		
<sup>135m</sup> Xe	$1.44 \times 10^3$	$1.24 \times 10^3$		
<sup>131</sup> I	$3.01 \times 10^3$	$3.01 \times 10^3$	$9.93 \times 10^3$	$1.08 \times 10^{-3}$ b
<sup>132</sup> I	$9.87 \times 10^3$	$1.42 \times 10^2$		
<sup>133</sup> I	$2.46 \times 10^4$	$6.31 \times 10^3$		
<sup>134</sup> I	$1.73 \times 10^{-2}$	$7.48 \times 10^{-5}$		
<sup>135</sup> I	$8.97 \times 10^3$	$4.77 \times 10^2$		

a  $(\cancel{6.71} \times 10^4) \times (8.6 \times 10^{-18})$  Sv/Bq

b  $(9.93 \times 10^3) \times (1.6 \times 10^{-7})$  Sv/Bq  $\times (2.2 \times 10^{-6})$  h/m<sup>3</sup>  $\times 0.31$  m<sup>3</sup>/h

#### 10-3-4 実験設備、実験物等の著しい破損

##### 10-3-4-1 発生状況及び防止対策

パイルオシレータで核燃料の実験物を用いているときに、実験物が何らかの原因により損傷した場合、実験物より核分裂生成物が放出される可能性がある。実験物の機械的破損を防止し、あるいは万一発生した場合でも、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ている。

- (1) パイルオシレータの実験物に核燃料を用いている場合、その取扱いは、経験豊富な臨界装置部員が慎重に行い、実験物を破損させることがないように、作業を実施する。
- (2) 使用中の実験物は、パイルオシレータの内部に封入されているため、実験物が損傷する可能性は低く、また、万一破損した場合でも、放射性物質の放出を少なく抑えるようにする。

#### 10-3-4-2 設計基準事故の解析（高濃縮ウラン炉心）

高濃縮ウラン炉心における実験設備、実験物等の著しい破損については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 固体減速架台で最大出力 100W において、パイルオシレータにより天然ウラン又は濃縮ウラン（4.5%濃縮）の実験物の反応度測定を行う。各実験物の量は、パイルオシレータ実験での反応度の絶対値の最大値（ $0.1\% \Delta k/k$ ）であるとする。
- (2) 最大積算出力となる運転の終了直後に、濃縮ウランの実験物が破損し、内部の核分裂生成物（希ガス（Xe、Kr）及びよう素）の10%が放出されたとする。
- (3) 放出の経路については、「10-3-3 燃料の機械的破損」と同じとする。

#### 10-3-4-3 設計基準事故の解析（低濃縮ウラン炉心）

低濃縮ウラン炉心における実験設備、実験物等の著しい破損については、以下のシナリオに従った解析を行うものとする。

- (1) 解析の対象とする炉心は、固体減速炉心の代表炉心の中で、核燃料の実験物（天然ウラン（NU）、~~または又は~~濃縮ウラン（EU、濃縮度 4.5%））の核分裂率が最も大きくなる炉心とする。
- (2) 固体減速架台で最大出力 100W において、パイルオシレータにより天然ウラン又は濃縮ウラン（4.5%濃縮）の実験物の反応度測定を行う。各実験物の量は、反応度が最大となる位置において、反応度が絶対値の最大値（ $0.1\% \Delta k/k$ ）となる量とする。実験物は、各炉心で熱群の中性子束が最大となる位置に固定していたとする。
- (3) 最大積算出力（100Wh）となる運転の終了直後に、濃縮ウラン実験物が破損し、内部の核分裂生成物（希ガス（Xe、Kr）及びよう素）の10%が放出されたとする。
- (3) 放出の経路については「10-3-3 燃料の機械的破損」と同じとする。

#### 10-3-4-4 解析結果（高濃縮ウラン炉心）

結果を第10-3-12表～第10-3-15表に示す。被ばく量は、最大でも小児に対する値である約 $0.092 \mu\text{Sv}$ となり、周辺公衆の実効線量の評価値に関する設計基準事故時の判断基準を満足しており、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを及ぼさない。

第 10-3-12 表 NU 実験物破損時の被ばく線量（高濃縮ウラン炉心：E3P 炉心）

核種	放出量 (Bq)	換算または又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
$^{83m}\text{Kr}$	$1.46 \times 10^4$	$7.30 \times 10^0$	$3.65 \times 10^6$	$1.71 \times 10^{-4}$
$^{85}\text{Kr}$	$1.27 \times 10^{-1}$	$5.57 \times 10^{-4}$		
$^{85m}\text{Kr}$	$1.31 \times 10^5$	$4.18 \times 10^4$		
$^{87}\text{Kr}$	$7.80 \times 10^5$	$1.24 \times 10^6$		
$^{88}\text{Kr}$	$5.69 \times 10^5$	$2.22 \times 10^6$		
$^{131m}\text{Xe}$	$1.65 \times 10^{-2}$	$6.60 \times 10^{-4}$		
$^{133}\text{Xe}$	$2.12 \times 10^2$	$1.91 \times 10^1$		
$^{133m}\text{Xe}$	$5.51 \times 10^1$	$4.63 \times 10^0$		
$^{135}\text{Xe}$	$2.84 \times 10^4$	$1.42 \times 10^4$		
$^{135m}\text{Xe}$	$1.64 \times 10^5$	$1.42 \times 10^5$		
$^{131}\text{I}$	$1.84 \times 10^3$	$1.84 \times 10^3$	$5.90 \times 10^4$	$3.07 \times 10^{-2}$
$^{132}\text{I}$	$1.15 \times 10^4$	$1.65 \times 10^2$		
$^{133}\text{I}$	$9.60 \times 10^4$	$2.46 \times 10^4$		
$^{134}\text{I}$	$1.52 \times 10^6$	$6.57 \times 10^3$		
$^{135}\text{I}$	$4.87 \times 10^5$	$2.59 \times 10^4$		

第 10-3-13 表 NU 実験物破損時の被ばく線量 (高濃縮ウラン炉心 : EE1P 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
$^{83m}\text{Kr}$	$4.40 \times 10^4$	$2.20 \times 10^1$	$1.18 \times 10^7$	$5.51 \times 10^{-4}$
$^{85}\text{Kr}$	$3.81 \times 10^{-1}$	$1.68 \times 10^{-3}$		
$^{85m}\text{Kr}$	$4.21 \times 10^5$	$1.34 \times 10^5$		
$^{87}\text{Kr}$	$2.52 \times 10^6$	$4.00 \times 10^6$		
$^{88}\text{Kr}$	$1.84 \times 10^6$	$7.16 \times 10^6$		
$^{131m}\text{Xe}$	$4.85 \times 10^{-2}$	$1.94 \times 10^{-3}$		
$^{133}\text{Xe}$	$6.18 \times 10^2$	$5.56 \times 10^1$		
$^{133m}\text{Xe}$	$1.33 \times 10^2$	$1.12 \times 10^1$		
$^{135}\text{Xe}$	$8.78 \times 10^4$	$4.39 \times 10^4$		
$^{135m}\text{Xe}$	$5.21 \times 10^5$	$4.50 \times 10^5$		
$^{131}\text{I}$	$5.25 \times 10^3$	$5.25 \times 10^3$	$1.77 \times 10^5$	$9.20 \times 10^{-2}$
$^{132}\text{I}$	$2.67 \times 10^4$	$3.83 \times 10^2$		
$^{133}\text{I}$	$2.83 \times 10^5$	$7.25 \times 10^4$		
$^{134}\text{I}$	$4.67 \times 10^6$	$2.02 \times 10^4$		
$^{135}\text{I}$	$1.48 \times 10^6$	$7.87 \times 10^4$		

第 10-3-14 表 EU 実験物破損時の被ばく線量 (高濃縮ウラン炉心 : E3P 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
$^{83m}\text{Kr}$	$4.04 \times 10^3$	$2.02 \times 10^0$	$1.01 \times 10^6$	$4.73 \times 10^{-5}$
$^{85}\text{Kr}$	$3.50 \times 10^{-2}$	$1.54 \times 10^{-4}$		
$^{85m}\text{Kr}$	$3.63 \times 10^4$	$1.15 \times 10^4$		
$^{87}\text{Kr}$	$2.16 \times 10^5$	$3.42 \times 10^5$		
$^{88}\text{Kr}$	$1.57 \times 10^5$	$6.13 \times 10^5$		
$^{131m}\text{Xe}$	$4.56 \times 10^{-3}$	$1.82 \times 10^{-4}$		
$^{133}\text{Xe}$	$5.86 \times 10^1$	$5.27 \times 10^0$		
$^{133m}\text{Xe}$	$1.52 \times 10^1$	$1.28 \times 10^0$		
$^{135}\text{Xe}$	$7.86 \times 10^3$	$3.93 \times 10^3$		
$^{135m}\text{Xe}$	$4.54 \times 10^4$	$3.93 \times 10^4$		
$^{131}\text{I}$	$5.07 \times 10^2$	$5.07 \times 10^2$	$1.63 \times 10^4$	$8.49 \times 10^{-3}$
$^{132}\text{I}$	$3.16 \times 10^3$	$4.55 \times 10^1$		
$^{133}\text{I}$	$2.65 \times 10^4$	$6.80 \times 10^3$		
$^{134}\text{I}$	$4.21 \times 10^5$	$1.81 \times 10^3$		
$^{135}\text{I}$	$1.35 \times 10^5$	$7.15 \times 10^3$		

第 10-3-15 表 EU 実験物破損時の被ばく線量（高濃縮ウラン炉心：EE1P 炉心）

核種	放出量 (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
$^{83m}\text{Kr}$	$1.09 \times 10^4$	$5.44 \times 10^0$	$2.91 \times 10^6$	$1.36 \times 10^{-4}$
$^{85}\text{Kr}$	$9.41 \times 10^{-2}$	$4.14 \times 10^{-4}$		
$^{85m}\text{Kr}$	$1.04 \times 10^5$	$3.31 \times 10^4$		
$^{87}\text{Kr}$	$6.22 \times 10^5$	$9.87 \times 10^5$		
$^{88}\text{Kr}$	$4.54 \times 10^5$	$1.77 \times 10^6$		
$^{131m}\text{Xe}$	$1.20 \times 10^{-2}$	$4.79 \times 10^{-4}$		
$^{133}\text{Xe}$	$1.53 \times 10^2$	$1.37 \times 10^1$		
$^{133m}\text{Xe}$	$3.28 \times 10^1$	$2.76 \times 10^0$		
$^{135}\text{Xe}$	$2.17 \times 10^4$	$1.09 \times 10^4$		
$^{135m}\text{Xe}$	$1.29 \times 10^5$	$1.11 \times 10^5$		
$^{131}\text{I}$	$1.30 \times 10^3$	$1.30 \times 10^3$	$4.37 \times 10^4$	$2.27 \times 10^{-2}$
$^{132}\text{I}$	$6.59 \times 10^3$	$9.47 \times 10^1$		
$^{133}\text{I}$	$6.99 \times 10^4$	$1.79 \times 10^4$		
$^{134}\text{I}$	$1.15 \times 10^6$	$4.98 \times 10^3$		
$^{135}\text{I}$	$3.65 \times 10^5$	$1.94 \times 10^4$		

10-3-4-5 解析結果（低濃縮ウラン炉心）

結果を第 10-3-16 表及び第 10-3-17 表に示す。被ばく量は、最大でも小児に対する値である約  $0.19 \mu\text{Sv}$  となり、周辺公衆の実効線量の評価値に関する設計基準事故時の判断基準を満足しており、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくをおよぼさない。

第 10-3-16 表 NU 実験物破損時の被ばく線量 (低濃縮ウラン炉心 : L5. 5P-30 炉心)

核種	生成量 (Bq)	放出量 <sup>a</sup> (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
<sup>83m</sup> Kr	$4.15 \times 10^4$	$4.15 \times 10^3$	$2.07 \times 10^1$	$1.04 \times 10^6$	$8.94 \times 10^{-6}$
<sup>85</sup> Kr	$3.69 \times 10^{-1}$	$3.69 \times 10^{-2}$	$1.62 \times 10^{-4}$		
<sup>85m</sup> Kr	$3.79 \times 10^5$	$3.79 \times 10^4$	$1.20 \times 10^4$		
<sup>87</sup> Kr	$2.22 \times 10^6$	$2.22 \times 10^5$	$3.52 \times 10^5$		
<sup>88</sup> Kr	$1.62 \times 10^6$	$1.62 \times 10^5$	$6.31 \times 10^5$		
<sup>131m</sup> Xe	$4.68 \times 10^{-2}$	$4.68 \times 10^{-3}$	$1.87 \times 10^{-4}$		
<sup>133</sup> Xe	$6.02 \times 10^2$	$6.02 \times 10^1$	$5.41 \times 10^0$		
<sup>133m</sup> Xe	$1.56 \times 10^2$	$1.56 \times 10^1$	$1.31 \times 10^0$		
<sup>135</sup> Xe	$8.08 \times 10^4$	$8.08 \times 10^3$	$4.04 \times 10^3$		
<sup>135m</sup> Xe	$4.67 \times 10^5$	$4.67 \times 10^4$	$4.04 \times 10^4$		
<sup>131</sup> I	$5.21 \times 10^3$	$5.21 \times 10^2$	$5.21 \times 10^2$	$1.68 \times 10^4$	$1.83 \times 10^{-2}$
<sup>132</sup> I	$3.24 \times 10^4$	$3.24 \times 10^3$	$4.66 \times 10^1$		
<sup>133</sup> I	$2.73 \times 10^5$	$2.73 \times 10^4$	$6.98 \times 10^3$		
<sup>134</sup> I	$4.33 \times 10^6$	$4.33 \times 10^5$	$1.87 \times 10^3$		
<sup>135</sup> I	$1.38 \times 10^6$	$1.38 \times 10^5$	$7.35 \times 10^3$		

a 放出量 = 生成量  $\times$  0.1

第 10-3-17 表 EU 実験物破損時の被ばく線量（低濃縮ウラン炉心：L2P-50 炉心）

核種	生成量 (Bq)	放出量 <sup>a</sup> (Bq)	換算又は 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 ( $\mu$ Sv)
<sup>83m</sup> Kr	$4.30 \times 10^5$	$4.30 \times 10^4$	$2.15 \times 10^2$	$1.15 \times 10^7$	$9.90 \times 10^{-5}$
<sup>85</sup> Kr	$3.72 \times 10^0$	$3.72 \times 10^{-1}$	$1.64 \times 10^{-3}$		
<sup>85m</sup> Kr	$4.11 \times 10^6$	$4.11 \times 10^5$	$1.31 \times 10^5$		
<sup>87</sup> Kr	$2.46 \times 10^7$	$2.46 \times 10^6$	$3.90 \times 10^6$		
<sup>88</sup> Kr	$1.79 \times 10^7$	$1.79 \times 10^6$	$7.00 \times 10^6$		
<sup>131m</sup> Xe	$4.74 \times 10^{-1}$	$4.74 \times 10^{-2}$	$1.89 \times 10^{-3}$		
<sup>133</sup> Xe	$6.04 \times 10^3$	$6.04 \times 10^2$	$5.44 \times 10^1$		
<sup>133m</sup> Xe	$1.30 \times 10^3$	$1.30 \times 10^2$	$1.09 \times 10^1$		
<sup>135</sup> Xe	$8.58 \times 10^4$	$8.58 \times 10^4$	$4.29 \times 10^4$		
<sup>135m</sup> Xe	$5.09 \times 10^5$	$5.09 \times 10^5$	$4.40 \times 10^5$		
<sup>131</sup> I	$5.13 \times 10^4$	$5.13 \times 10^3$	$5.13 \times 10^3$	$1.73 \times 10^5$	$1.88 \times 10^{-1}$
<sup>132</sup> I	$2.61 \times 10^5$	$2.61 \times 10^4$	$3.75 \times 10^2$		
<sup>133</sup> I	$2.77 \times 10^7$	$2.77 \times 10^5$	$7.09 \times 10^4$		
<sup>134</sup> I	$4.57 \times 10^7$	$4.57 \times 10^6$	$1.97 \times 10^4$		
<sup>135</sup> I	$1.44 \times 10^7$	$1.44 \times 10^6$	$7.66 \times 10^4$		

a 放出量=生成量×0.1

### 参考文献

- 1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors, NUREG-1313 (1988).
- 2) Wolfram Mathematica, <https://www.wolfram.com/mathematica/> .
- 3) A. G. Croff, A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code, "ORNL/TM-7175".
- 4) K. Okumura et al., "SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System", JAEA-Data/Code 2007-004, Japan Atomic Energy Agency (2007).
- 5) D. B. Pelowitz et al., "MCNP6 user's manual", LA-CP-13-00634, Los Alamos National Laboratory (2013).
- 6) K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
- 7) T. Misawa et al., "Nuclear Reactor Physics Experiments", Kyoto University Press (2010).