

## НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

И. А. Никитин

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., просп. Мира, 37

Приводится описание режимов генерирования импульса делений на аperiодическом импульсном реакторе и рассматривается назначение рабочих органов. Представлены основные требования по обеспечению ядерной безопасности, предъявляемые к исполнительным механизмам на стадии проектирования, и общие требования к ним при эксплуатации. В зависимости от функционального назначения рабочего органа обсуждаются подходы к определению технических параметров исполнительного механизма и его принципиальной схемы. Показано, что эти подходы можно использовать на стадии проектирования исполнительных механизмов импульсного ядерного реактора.

**Ключевые слова:** импульсный ядерный реактор, рабочий орган, реактивность, привод, исполнительный механизм, скорость, точность позиционирования.

**SOME ISSUES OF DESIGNING ACTUATING MECHANISMS OF PULSED NUCLEAR REACTORS / I. A. NIKITIN** // There are described the modes of fission pulse generation on aperiodic pulse reactors as well as the purpose of work members. Basic principles of providing nuclear safety applied to actuating mechanisms at a stage of design and general requirements to them under operation are presented. Depending on functional purpose of the work member there are given the approaches to the determination of actuating mechanism engineering parameters and its schematic diagram. It is demonstrated that these approaches can be used at a stage of designing actuating mechanisms of pulsed nuclear reactor.

**Key words:** pulsed nuclear reactor, work member, reactivity, drive, actuating mechanism, rate, positioning accuracy.

### Введение

Мировой опыт создания ядерных установок различного применения насчитывает более 60 лет. За это время сформированы общие принципы и подходы, являющиеся неотъемлемыми требованиями при проектировании и эксплуатации как отдельно взятого элемента, узла или оборудования, так и ядерной установки в целом.

Ядерные реакторы в зависимости от назначения делятся на энергетические и исследовательские. Независимо от назначения ядерного реактора управление им осуществляется перемещением рабочих органов (РО) в активной зоне с помощью привода исполнительных механизмов (ИМ) посредством системы управления и защиты (СУЗ). В состав ИМ входит привод, РО и соединительный элемент между ними.

Импульсные реакторы представляют собой специфическую разновидность исследовательских реакторов и предназначены для генерирования

контролируемых и повторяемых вспышек деления атомных ядер на мгновенных нейтронах [1]. Импульсные реакторы являются реакторами «нулевой» мощности, т. е. они не предназначены для выработки энергии. В связи с этим в активной зоне не происходит накопления большого количества осколков деления ядер, что характерно для энергетических ядерных реакторов. Основным типом таких устройств являются аperiодические импульсные реакторы (АИР), в которых вспышка делений генерируется быстрым вводом избыточной реактивности, а «гашение» происходит за счет отрицательной обратной связи между реактивностью и энерговыделением в активной зоне, обусловленной свойствами материала и конструкцией активной зоны. Указанная специфика работы АИР является принципиальным отличием от работы стационарного ядерного реактора.

Характер управления быстрым импульсным реактором определяется особенностями режимов работы конкретного устройства. На АИР исполь-

зуются следующие режимы работы: статический и квазиимпульсный (квазистатический) на запаздывающих нейтронах, импульсный на мгновенных нейтронах. Способ генерирования импульса на мгновенных нейтронах определяется конструкцией активной зоны и импульсного блока, может производиться с остановкой блока в центре активной зоны либо с пролетом через нее. Режимы работы различаются функциональным назначением, предельными уровнями основных параметров, значениями уставок в системе аварийной защиты и алгоритмом управления.

В современных литературных источниках достаточно хорошо представлен материал по основам проектирования ИМ и управления стационарными ядерными реакторами [2, 3] и др. В то же время технические подходы, которые необходимо использовать разработчику на стадии проектирования ИМ АИР, в литературе отражены неполно.

В настоящей работе рассматриваются вопросы, которые необходимо решать на стадии проектирования ИМ АИР с учетом функционального назначения РО:

- нормативные требования, включая практические рекомендации;
- определение параметров (скорость и время перемещения РО, контроль перемещения РО и точность его позиционирования);
- выбор принципа действия механизма;
- выбор кинематической схемы;
- выбор основных конструктивных элементов (двигатель, датчики положения, перемещения и др.);
- определение основных габаритных и привязочных размеров механизма.

### **Назначение исполнительных механизмов в режиме генерирования импульса делений**

В общем случае активная зона быстрого АИР состоит из блоков: неподвижного (НБ), безопасности (ББ), регулирования (БР) и импульсного (ИБ). Блок безопасности, БР и ИБ входят в состав исполнительных механизмов. Каждый ИМ выполняет строго регламентируемую функцию, определяемую назначением РО. С помощью ИМ производится калибровка реактора на стадии подготовки к импульсу и быстрый перевод его в надкритическое состояние по мгновенным нейтронам.

Генерирование импульса на АИР может проводиться как при «слабом», так и «сильном» источнике нейтронов, когда  $S\tau \ll 1$  и  $S\tau \gg 1$ , где  $S$  – интенсивность источника нейтронов, а  $\tau$  –

среднее время жизни мгновенного нейтрона в системе.

Предварительная калибровка реактора, т. е. подбор стартовой конфигурации, выполняется с выводом АИР на малый уровень мощности. Операция проводится с внешним источником нейтронов  $\sim 10^5$ – $10^6$  нейтр./с. В качестве внешнего источника нейтронов используются Pu-Be,  $^{252}\text{Cf}$  и др. Далее ББ и источник нейтронов выводятся из активной зоны в целях «высвечивания» накопившихся предшественников запаздывающих нейтронов. В данном состоянии система выдерживается  $\sim 20$  мин. В результате процедуры «высвечивания» достигается предельно низкий уровень мощности реактора, равный  $\sim 10^{-6}$  Вт. Этот уровень мощности определяется нейтронами спонтанного деления урана и нейтронами фона. После процедуры «высвечивания» блок безопасности повторно вводится в активную зону в фиксированное положение, соответствующее стартовой реактивности реактора. Далее производится быстрый ввод ИБ с целью перевода реактора на заданный уровень положительной реактивности выше критического состояния по мгновенным нейтронам. Температурное расширение активной зоны переводит реактор в состояние ниже критического по мгновенным нейтронам. Остаточное плато мощности (хвост импульса) гасится с помощью сброса ББ и блоков управления реактивностью, что переводит реактор ниже критического состояния с учетом запаздывающих нейтронов.

В стартовом состоянии реактора при «слабом» источнике имеет место значительная флуктуационная задержка в развитии импульса делений. Причина стохастической задержки состоит в том, что в соответствии с законами теории вероятности даже в надкритическом по мгновенным нейтронам реакторе инициировать устойчивую цепь делений способна лишь небольшая доля появляющихся в реакторе нейтронов. Другие нейтроны или вообще не производят делений, или производят лишь обрывающиеся цепи делений. При «слабом» источнике нейтронов время между окончанием ввода ИБ и вспышкой делений может изменяться от долей секунды до нескольких секунд.

Необходимо отметить, что продолжительность процедуры «высвечивания» должна быть по возможности более короткой, поскольку на этом этапе ввиду очень низкой плотности потока нейтронов утечки, СУЗ реактора не реагирует на изменения в активной зоне и ее окружении. По этой причине могут оказаться незамеченными случайные перемещения, например, облучаемых объектов и т. д.,

способные привести к повышению избыточной реактивности в момент инициирования импульса.

В результате задержки развития импульса делений отпадает необходимость большой скорости ввода ИБ ( $> 10$  м/с). В то же время большие флуктуации создают неудобства в управлении реактором, в частности, затрудняется возможность синхронизации импульса делений с ИМ СУЗ, а также с экспериментальной аппаратурой. Для устранения этой неопределенности в момент ввода максимальной реактивности ИБ используют внешний генератор D, T-нейтронов, который в нужное время инициирует всплеск нейтронов. Вероятность ( $W$ ) для каждого нейтрона образовать устойчивую цепочку делений составляет  $W \sim \rho \approx 10^{-3}$  (где  $\rho$  – реактивность на мгновенных нейтронах). Если число нейтронов в импульсе от внешнего источника  $10^8$ – $10^9$ , то в активной зоне реактора стартует  $10^5$ – $10^6$  устойчивых цепочек делений [4]. Такое число цепочек обеспечивает практически полностью детерминированное развитие импульса с незначительными флуктуациями.

Другой возможный способ снижения флуктуаций при генерировании импульса делений заключается в применении «сильного» постоянного источника нейтронов ( $S \geq 10^8$  нейтр./с). Генерирование импульса производится с небольшой мощностью  $\sim 1$  Вт. Здесь скорость ввода реактивности «а» влияет на энергию импульса примерно как  $\sqrt{a}$  [4]. Чтобы получить импульс достаточной интенсивности, нужно обеспечить очень большую скорость ввода реактивности в активную зону. Для получения требуемых параметров импульса скорость перемещения ИБ должна составлять 10–40 м/с и более. Вопросы динамики быстрого импульсного реактора при генерировании импульса делений, в частности, вопрос определения оптимальной скорости ИБ при наличии в реакторе «сильного» источника нейтронов, рассмотрен в работе [5]. Генерирование импульса делений с применением «сильного» постоянного источника нейтронов характеризуется более безопасной процедурой исполнения.

### **Подходы проектирования исполнительных механизмов**

Из сказанного выше следует, что в зависимости от режима работы импульсного реактора и функционального назначения РО, конкретный ИМ должен выполнять строгую последовательность действий с обеспечением требуемых техни-

ческих параметров, непосредственно влияющих на безопасную работу установки.

К основным требованиям обеспечения ядерной безопасности при проектировании ИМ СУЗ относятся:

- надежное перемещение РО в направлении уменьшения реактивности;
- ограничение скорости ввода реактивности;
- исключение самопроизвольного перемещения РО;
- быстрое действие аварийной защиты.

Исполнительные механизмы разрабатываются применительно к конкретным реакторным установкам и являются их составными элементами. Конструкция ядерного реактора и ИМ тесно взаимосвязаны: конструкция реактора оказывает существенное влияние на конструктивное выполнение ИМ. Конструкцию ИМ целесообразно рассматривать совместно с реакторной установкой, для которой он спроектирован, с учетом специфических условий ее работы и особенностей системы управления, которая также оказывает большое влияние на выбор принципиальной конструктивной схемы ИМ.

Рабочие органы в АИР используются, с одной стороны, как в обычном реакторе, для обеспечения его безопасности при выходе на мощность и определения стартовой реактивности, а с другой стороны, выполняют функции быстрого ввода реактивности при работе в импульсном режиме. Согласно общепринятым требованиям ИМ СУЗ в процессе эксплуатации должны надежно обеспечивать требуемую скорость или диапазон скоростей; управление положением РО; контроль перемещения РО и аварийное срабатывание РО.

### **Скорость перемещения РО**

Согласно [6], технические средства должны обеспечивать ввод положительной реактивности из подкритического состояния реактора посредством РО (группой РО) СУЗ со скоростью не более  $0,07 \beta_{эф}/с$  ( $\sim 5 \cdot 10^{-4} с^{-1}$ ). (На стадии проектирования ИМ для реактора с активной зоной из высокообогащенного урана  $^{235}U$  значение эффективной доли запаздывающих нейтронов можно принять равным  $\beta_{эф} \approx 0,007$ .)

Исходя из опыта эксплуатации энергетических ядерных реакторов и исследовательских установок, рекомендованы следующие оптимальные значения скорости ввода реактивности при перемещении РО посредством ИМ:

– «ИМ должен перемещать РО в направлении увеличения или уменьшения реактивности приблизительно со скоростью  $10^{-4} \text{ с}^{-1}$  в той части активной зоны реактора, где РО наиболее эффективен» [2], что соответствует  $\sim 0,014 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$ ;

– «скорость перемещения РО должна быть порядка  $0,02 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$ » [7], что соответствует  $\sim 1,4 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$ .

Как видим, требования к скоростям ввода реактивности в этих случаях практически одинаковы и значения скоростей существенно ниже предельного значения, регламентируемого правилами [6].

На примере реактора БР-К1 представим последовательность определения исходных параметров электромеханического и пневматического приводов при проектировании ИМ ИБ. Ввиду отсутствия исходной расчетной зависимости эффективности ИБ воспользуемся фактической зависимостью, полученной при физическом пуске реактора. При этом полагаем, что современные методы расчета ядерно-физических характеристик АИР обеспечивают хорошее согласие с экспериментальными данными.

При проектировании ИМ АИР для работы в режимах регулирования и подбора стартовой реактивности также целесообразно принимать номинальное значение скорости ввода реактивности в 4–5 раз меньше предельно допустимого значения, что ведет к следующему:

– повышает безопасность управления реактором;

– дает возможность при необходимости реализовать в приводе ИМ дискретный набор линейных скоростей перемещения РО как в меньшую, так и в большую сторону;

– позволяет компенсировать возможные неточности расчетной (теоретической) зависимости  $\rho(h)$  и значения  $\beta_{\text{эф}}$ , которые используются на этапе определения исходных параметров привода ИМ;

– дает возможность учесть изменение состояния реактора при проведении различных экспериментов.\*

Характер изменения эффективности ИБ при перемещении его электромеханическим приводом относительно активной зоны из крайнего нижнего положения ( $h = -420 \text{ мм}$ ) до максимума ввода реактивности ( $h = 0 \text{ мм}$ ) имеет вид [8]

$$\rho_{\text{ИБ}}(h) = 1,21541 + 6,55332 \cdot 10^{-5} h - 2,43665 \cdot 10^{-5} h^2 + 5,58715 \cdot 10^{-8} h^3 - 3,58325 \cdot 10^{-11} h^4, \quad (1)$$

где  $h$  – измеряется в мм;  $\rho_{\text{ИБ}}(h)$  – в  $\beta_{\text{эф}}$ .

Изменение реактивности при перемещении ИБ начинается с координаты  $-401,4 \text{ мм}$ .

Для проведения дальнейших расчетов преобразуем уравнение (1) к виду

$$\rho_{\text{ИБ}}(h) = -0,0309 + 0,0015h + 8 \cdot 10^{-6} h^2 + 4 \cdot 10^{-9} h^3 - 4 \cdot 10^{-11} h^4. \quad (2)$$

Из уравнения (2) определяем зависимость эффективности ИБ от перемещения относительно активной зоны реактора БР-К1, которая представлена на рис. 1.

На рис. 1 представлен также параметр  $(\delta\rho/\delta h)$ , который является производной от функции  $\rho(h)$  и определяет изменение реактивности (вклад) при перемещении ИБ вдоль активной зоны.

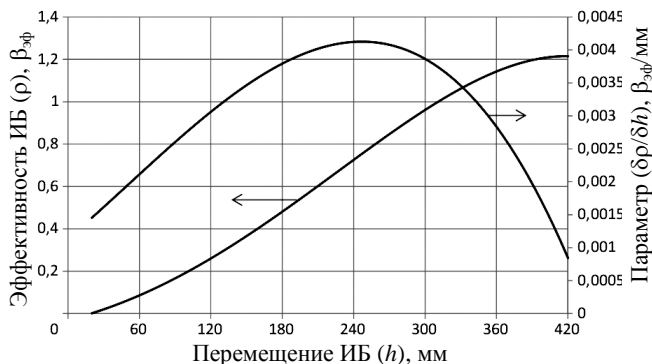


Рис. 1. Зависимость эффективности ИБ  $\rho(h)$  и параметра  $(\delta\rho/\delta h)$  от перемещения ИБ относительно активной зоны реактора БР-К1

Принимаем, что номинальная скорость ввода реактивности в точке наибольшей эффективности РО равна  $0,014 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$ . Значение линейной скорости перемещения РО в мм/с, которую должен обеспечивать электромеханический привод, определяем по формуле, рекомендованной в работе [2],

$$v = \frac{L}{Fk} a, \quad (3)$$

где  $a$  – скорость ввода реактивности,  $\beta_{\text{эф}}/\text{с}$ ;  $L$  – перемещение РО, мм;  $k$  – полная эффективность РО в  $\beta_{\text{эф}}$ ;  $F$  – коэффициент, отражающий эффективность в рабочей точке по сравнению со средней эффективностью. Значение коэффициента  $F$  определяется из графиков рис. 1.

\* В реакторе БР-К1 размещение свинцового фильтра в канале горизонтальной загрузки вызывает увеличение реактивности реактора  $\sim 2,3 \beta_{\text{эф}}$ , эффективность ИБ возрастает на  $\sim 0,12 \beta_{\text{эф}}$  [8].

Полная эффективность ИБ составляет  $1,21 \beta_{эф}$ . Величина перемещения ИБ составляет 401,4 мм. Среднее и максимальное значения параметра  $(\delta\rho/\delta h)$  соответственно составляют  $0,003 \beta_{эф}/\text{мм}$  и  $0,0041 \beta_{эф}/\text{мм}$ , а коэффициент  $F \approx 1,37$ . Подставляя эти значения в формулу (3), определим номинальное значение линейной скорости перемещения ИБ, равное  $v_{ИБ} \approx 3,4 \text{ мм/с}$ .

В реальной конструкции ИМ ИБ электро-механический привод с шаговым двигателем (Ш-2,65/20-01) обеспечивает несколько дискретных скоростей перемещения РО в интервале от 0,025 до 3,25 мм/с (0,025; 0,01; 0,02; 0,4; 0,8; 1,6; 3,25).

Взаимосвязь между скоростью ввода реактивности, параметром  $(\delta\rho/\delta h)$  и линейной скоростью перемещения определяется функционалом

$$f(a) = f\left(\frac{\delta\rho}{\delta h}\right) f(v). \quad (4)$$

Выше отмечено, что в АИР генерирование импульса деления ядер на мгновенных нейтронах происходит за счет быстрого ввода в активную зону начальной избыточной реактивности, значение которой определяет энерговыделение за импульс. В некоторых АИР, например, реакторе БАРС, практикуется режим генерирования импульса, когда энерговыделение в активной зоне, в основном, определяется скоростью ввода реактивности, а не собственным значением избыточной реактивности [9]. Быстрый ввод реактивности на АИР обеспечивается ускоренным перемещением ИБ, при этом скорость ввода реактивности в активную зону имеет нелинейную зависимость, где максимальное значение может достигать десятков и даже сотен  $\beta_{эф}/\text{с}$ .

На реакторе БР-К1, где предусмотрен импульсный режим работы в случае «сильного» источника нейтронов, определим скорость ввода реактивности импульсным блоком. В этом случае производится быстрое перемещение ИБ снизу вверх вдоль активной зоны, при этом скорость перемещения в момент ввода максимальной реактивности должна составлять  $\sim 15 \text{ м/с}$ . Такая скорость перемещения в ИМ ИБ достигается с помощью пневматического привода.

Воспользуемся зависимостью скорости перемещения ИБ, представленной в работе [10], которая определена согласно расчетным моделям [11]. Зависимость линейной скорости перемещения ИБ от времени на реакторе БР-К1 представлена на рис. 2.

Зависимость скорости ввода реактивности ИБ, вычисленная по формуле (4), также представлена на рис. 2.

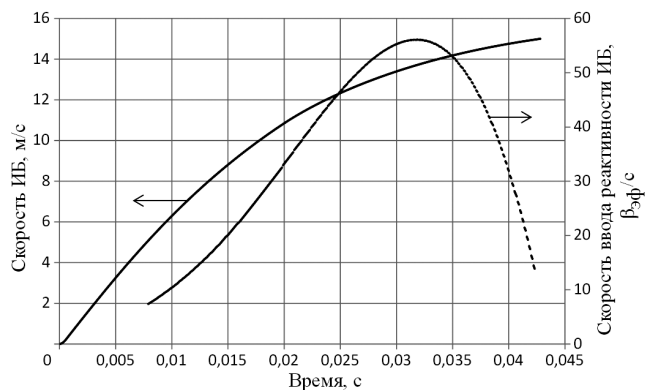


Рис. 2. Зависимость линейной скорости и скорости ввода реактивности от времени при перемещении ИБ в активной зоне реактора БР-К1

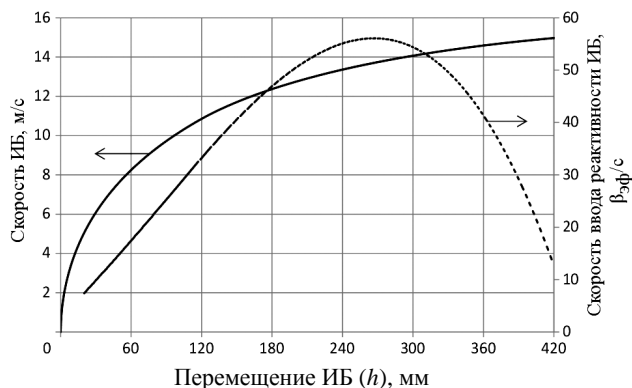


Рис. 3. Зависимость линейной скорости и скорости ввода реактивности от перемещения ИБ в активной зоне реактора БР-К1

Зависимости линейной скорости и скорости ввода реактивности от перемещения ИБ в активной зоне реактора БР-К1, представлены на рис. 3.

Таким образом, применяя данный подход на стадии начального проектирования, определяем исходные значения скорости перемещения ИБ, которые должны обеспечивать электро-механический и пневматический приводы ИМ.

### Управление положением РО

Разработчику ИМ следует знать, что если в быстром АИР началось развитие импульса, то окончание его зависит только от внутренних механизмов самогашения. Ни одна из известных систем защиты реакторов (электро-механическая, пневматическая и др.) не обеспечивает скоростей вывода реактивности, достаточных для эффективного изменения параметров быстропеременной

части импульса делений.\* По этой причине безопасность быстрых АИР в большой степени зависит от точности воспроизведения заданной избыточной реактивности. Разница между начальными реактивностями штатного импульса и импульса с аварийным энерговыделением может составлять всего лишь несколько сотых долей  $\beta_{эф}$ .

Управление положением РО предусматривает, что ИМ СУЗ должен перемещать РО в требуемое положение с необходимой точностью. Из опыта эксплуатации ядерных установок ИМ РО СУЗ следует:

– «остановка РО обычно должна производиться с точностью  $2 \cdot 10^{-5} \delta k$ » [2], что соответствует погрешности не хуже  $\pm 1,45 \cdot 10^{-3} \beta_{эф}$ ;

– «для реакторов типа БИР-2 и БИГР требуемая точность получения начальной реактивности при генерировании импульса составляет около  $0,003 \beta_{эф}$ » [13], что соответствует погрешности не хуже  $\pm 1,5 \cdot 10^{-3} \beta_{эф}$ ;

– «высокая точность изготовления механизмов реактора позволяет воспроизводить реактивность при повторном выводе системы по указателям положений регулирующих элементов в одно и то же состояние с погрешностью не хуже  $\pm 0,001 \beta_{эф}$ » [9].

Из приведенных данных видно, что требования к точности позиционирования РО в различных источниках практически одинаковы. В расчетах по определению линейной погрешности позиционирования РО целесообразно принимать погрешность  $\Delta_{\beta} \approx \pm 0,001 \beta_{эф}$ .

Предельные значения линейной погрешности позиционирования РО в миллиметрах, которую должен обеспечивать привод ИМ, можно определить по формуле, рекомендованной в работе [2],

$$\Delta = \pm \frac{L}{Fk} \Delta_{\beta}. \quad (5)$$

Подставляя в формулу (5) параметры, которые были получены выше для реактора БР-К1, можно определить значение погрешности позиционирования ИБ,  $\Delta_{ИБ} \approx \pm 0,24$  мм. Фактическая точность позиционирования ИБ на реакторе БР-К1 составляет 0,2 мм.

Используя данный подход на стадии проектирования, можно определить точность позиционирования РО, которую должен обеспечивать электро-механический привод ИМ. Этот параметр также определяет требование к выбору датчиков управления положением и контроля перемещения РО.

Контроль перемещения РО производится с помощью измерительного преобразователя положения РО, который при отключении электропитания и его последующего включения должен обеспечить получение достоверного показания положения РО. Контроль положения РО в активной зоне должен осуществляться на всей длине перемещения РО. Для индикации крайних положений РО используются конечные выключатели. В каждом положении должно устанавливаться не менее двух датчиков. Тип и точность измерения преобразователя положения, датчиков крайних положений определяются в процессе проектирования ИМ в зависимости от функционального назначения РО.

При выборе измерительного преобразователя положения предпочтение отдается датчикам, которые непосредственно контролируют положение РО, что позволяет исключить кинематическую погрешность, которая всегда имеет место в механических передачах.

В настоящее время особого рассмотрения заслуживают резистивные датчики линейного перемещения типа «novotechnik» серий LWH, TLN и РТР. Преимущество данных датчиков состоит в следующем: во-первых, конструктивное исполнение позволяет использовать его при высоких уровнях радиационного воздействия; во-вторых, датчик контролирует непосредственно перемещение РО. Технические параметры датчиков:

- точность измерения – 0,01 мм;
- максимальная скорость перемещения – 10 м/с;
- ресурс – более  $10^6$  перемещений;
- диапазон температуры окружающего воздуха – от  $-30$  до  $+100$  °С;
- максимальное ударное воздействие – 200 м/с<sup>2</sup> (20g).

По результатам моделирования и исследований показано, что применение данных технических средств обеспечит точность позиционирования РО в пределах  $\pm 0,025$  мм.

## Аварийное срабатывание РО

Подход проектирования к ИМ аварийной защиты основан на использовании принципа пассивной системы, которая срабатывает по мере наступления события. Быстродействие срабатывания такой системы должно обеспечивать скорость снижения мощности реактора, достаточную для перевода его в подкритическое состояние.

\* В работе [12] представлен нетрадиционный способ прямодействующей аварийной защиты быстрого АИР.

Механизм срабатывания аварийной защиты должен предусматривать независимый источник потенциальной энергии (сила тяжести, упругая сила и т. п.), который воздействует на подвижную систему РО в сторону уменьшения реактивности. При разработке ИМ аварийной защиты необходимо учитывать, что эффективность РО в зависимости от вывода из активной зоны представляет собой функцию вида  $\int \sin^2 x dx$  [2]. Важным элементом системы безопасности в быстрых АИР является ББ, который содержит значительную часть массы активной зоны. Сброс ББ, как правило, осуществляется под действием силы тяжести в результате выключения электрического тока в цепи удерживающего его электромагнита. На практике также используют специфику работы быстрого АИР. Например, на реакторах БАРС-2 и БАРС-3 в качестве источника энергии использован тепловой удар в топливных элементах, который непосредственно воздействует на подвижную систему безопасности, что позволяет уменьшить энерговыделение в хвосте импульса делений [9]. При проектировании ИМ аварийной защиты следует помнить, что для вывода реактора в состояние ниже критического с учетом запаздывающих нейтронов достаточно небольших перемещений ББ.

## Заключение

Представленные в статье данные позволяют определить технические параметры ИМ АИР и его принципиальной схемы на стадии проектирования.

Показано, что основные требования по обеспечению ядерной безопасности, предъявляемые к исполнительным механизмам на стадии проектирования, и общие требования к ним при эксплуатации для энергетических ядерных реакторов приемлемы для ИМ импульсных ядерных реакторов. Отличительной особенностью АИР является высокая скорость ввода реактивности при генерировании импульса делений на мгновенных нейтронах и соответственно требуемая большая скорость перемещения ИБ.

На примере ИБ реактора БР-К1 с учетом характера изменения его эффективности показана последовательность определения исходных параметров электромеханического и пневматического приводов ИМ.

Рассмотрены способы реализации быстродействующей аварийной защиты, применяемые в ИМ АИР, а также необходимые технические средства контроля положения и перемещения РО. Представленные подходы рекомендуется применять на стадии проектирования ИМ АИР.

## Список литературы

1. Колесов В. Ф. Аperiodические импульсные реакторы. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007. Т. 1.
2. Емельянов И. Я., Воскобойников В. В., Масленок Б. А. Основы конструирования исполнительных механизмов управления ядерных реакторов. – М.: Энергоиздат, 1987.
3. Емельянов И. Я., Ефанов А. И., Константинов Л. В. Научно-технические основы управления ядерными реакторами. – М.: Энергоиздат, 1981.
4. Шабалин Е. П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976.
5. Колесов В. Ф. Некоторые вопросы динамики импульсных реакторов // Атомная энергия, 1964, т. 16, вып. 4, с. 309–314.
6. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (НП-009-04) // Ядерная и радиационная безопасность, 2005, № 2, с. 7–21.
7. Королев В. В., Матусевич Е. С. Системы управления и защиты критических стенов // Техника ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1985, вып. 18.
8. Босамыкин В. С., Малинкин А. А., Колесов В. Ф., Никитин И. А. и др. Конструкция и физико-технические характеристики бустер-реактора БР-К1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 1, с. 3–12.
9. Леваков Б. Г., Лукин А. В., Магда Э. П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. – Снежинск: РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.
10. Никитин И. А. Расчетные модели тормозных устройств рабочих органов импульсных ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 2, с. 43–51.
11. Никитин И. А., Иванов Н. Р., Турутов В. И. Динамическая модель механизмов разгона и торможения импульсного стержня в исследовательском ядерном реакторе // ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1988, вып. 2, с. 50–54.

Никитин Игорь Александрович,  
ведущий научный сотрудник ИЯРФ,  
РФЯЦ-ВНИИЭФ,

тел.: (831 30) 2-88-76, e-mail: nikitin@expd.vniief.ru

12. Кувшинов М. И., Смирнов И. Г., Воинов А. М., Довбыш Л. Е. Прямодействующая быстрая аварийная защита реактора с датчиком нейтронов на основе ядерно-оптического преобразователя // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 2/3, с. 117–119.

13. Афонин С. Н., Кувшинов М. И., Чередник П. Ф. Применение цифровых реактиметров на быстрых импульсных реакторах // ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1985, вып. 1, с. 32–39.

Статья поступила в редакцию 17.06.2013.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 3, с. 94–101.