

## ОЦЕНКА ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА МБИР С ПОМОЩЬЮ РАСЧЕТНОГО КОДА RELAP

**Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.*

*249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*



Рассмотрена возможность выполнения анализа аварийных ситуаций на реакторах с натриевым теплоносителем в среде расчетного комплекса RELAP. Сложность заключается в отсутствии учета в RELAP жидкометаллического теплоносителя как такового.

Проблема рассматривалась в привязке к задаче выполнения анализа аварийной ситуации на реакторе типа МБИР, связанной с вводом положительной реактивности органами системы управления и защиты (СУЗ). Рассматривались сценарии выброса и несанкционированного извлечения со штатной скоростью одного из стержней СУЗ при работе реактора на номинальном уровне мощности.

Имитация натриевого теплоносителя выполнена перегретым водяным паром с сохранением отводимой теплоносителем мощности. Для этого рассчитан эквивалентный расход пара и заменены коэффициенты теплопередачи пара на натриевые.

В результате разработана модель ядерного реактора МБИР в синтаксисе программного кода RELAP и с ее помощью выполнены расчеты переходных процессов. Анализ полученных результатов и их сравнение с результатами других программных кодов показал хорошую сходимость.

**Ключевые слова:** аварийная ситуация, переходной процесс, реакторная установка, МБИР, расчетный код, рабочие органы системы управления и защиты, RELAP.

### ВВЕДЕНИЕ

С развитием человечества растет и энергопотребление. Существует опасение недостатка количества мировых запасов топлива для обеспечения работы водо-водяных реакторов на ближайшее столетие. В связи с этим большой интерес представляют реакторы на быстрых нейтронах – «наработчики» топлива. Большое значение имеют работы по усовершенствованию эксплуатационных характеристик вновь разрабатываемых и уже имеющихся быстрых реакторных установок.

Перед проведением каких-либо модернизаций на реакторной установке (РУ) необходимо провести ряд испытаний и исследований, подтверждающих работоспособность, надежность и безопасность нововведений. Для проведения необходимых испытаний нужна соответствующая экспериментальная база. Ею является быстрый исследовательский реактор БОР-60, размещенный на площадке Государственного научного центра – Научно-исследовательского института атомных реакторов («ГНЦ НИИАР»). Срок служ-

© **Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков, 2014**

бы этого реактора подходит к концу, следовательно, появляется необходимость создания быстрого исследовательского реактора с новыми экспериментальными возможностями.

На смену реактору БОР-60 пришел многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР), размещение которого планируется на площадке ГНЦ НИИАР. Основные требования, предъявляемые к разрабатываемому реактору, заключаются в необходимости достижения высокой плотности потока нейтронов в реакторе и проведения исследований различных видов топлива, конструкционных и других нетопливных материалов [1].

Реактор должен «пройти» множество различных стадий расчета и анализа эффективности и безопасности реализованных в нем конструкторских решений. В данной работе выполнены численное моделирование аварийных ситуаций РУ МБИР и их анализ при несанкционированном извлечении органов регулирования системы управления на номинальной мощности. По результатам моделирования можно, в частности, оценить время, дающееся оперативному персоналу на проведение мер по предотвращению аварии, и последствия аварии в случае, если ее не удалось предотвратить.

Ранее в ИАТЭ НИЯУ МИФИ на кафедре расчета и конструирования реакторов АЭС велись работы по анализу безопасности ядерного реактора МБИР. Для выполнения такого анализа использовался специально разработанный программный код, в котором реализован расчет точечной модели динамики ядерного реактора с учетом обратных связей по мощности, температуре топлива и температуре теплоносителя. Таким образом, имеются аналогичные результаты по РУ МБИР, которые можно сравнить с данными, полученными в настоящей работе.

### **РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА МБИР**

РУ МБИР – исследовательская ядерная установка с многоцелевым реактором на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем тепловой мощностью 150 МВт, предназначенная для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики [2].

В 2011 г. был завершен эскизный проект РУ МБИР, в котором был сформирован базовый вариант инженерно-физического «облика» установки. В настоящий момент разработан технический проект РУ. Все эти мероприятия позволят создать новый исследовательский реактор, предназначенный для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики, и ввести его в эксплуатацию к 2019 г.

### **ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС RELAP**

Расчетный анализ динамики РУ выполняется с помощью специальных программных средств, получивших название контурных кодов, одним из которых является RELAP.

RELAP5 – комплекс для анализа переходных режимов реакторных установок, разработанный Национальной технической лабораторией в Айдахо (США), подведомственной Комиссии ядерного надзора (NRC).

Согласно [3], сфера применения RELAP включает в себя лицензирование контрольных расчетов, экспертизу стратегий по уменьшению тяжести последствий аварии, поддержку оператора и планирование экспериментов. Исходно RELAP разрабатывался и использовался для анализа аварий с потерей теплоносителя реакторного контура. В настоящее время его применяют в качестве основного инструмента для анализа работы энергоблока в целом. Комплекс RELAP можно использовать для имитации переходных режимов в системах РУ, таких как авария, связанная с потерей теплоносителя, ожидаемый переходный процесс без срабатывания аварийной защиты реактора, эксплуатационные переходные режимы (например, утечка питательной воды, потери мощности, потеря энер-

госнабжения от внешнего источника и отключение турбины) [3].

Основой расчетного кода RELAP5 mod 3 является неоднородная и неравновесная модель для двухфазовой системы, которая решается при помощи быстрой, отчасти не-явной математической модели.

### ПРОВОДИМЫЕ РАСЧЕТЫ

Выполнялось расчетное моделирование четырех вариантов протекания аварийной ситуации. В реактор, работающий на номинальном уровне мощности, вводилась положительная реактивность за счет

- мгновенного извлечения стержня рабочего органа автоматического регулирования (РО AP);
- мгновенного извлечения стержня рабочего органа ручного регулирования (РО PP);
- извлечения стержня РО AP со штатной скоростью приводов;
- извлечения стержня РО PP со штатной скоростью приводов.

Для модельного воссоздания стационарного состояния РУ имитация аварийной ситуации выполнялась не раньше, чем с 20-й – 30-й секунды. Предполагается, что за это время «сходят» все переходные процессы, связанные именно с моделированием и расчетными методами.

### ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОЙ СХЕМЫ

#### Теплоноситель

Базовая (некоммерческая) версия RELAP 5 ограничивает набор возможных теплоносителей водой, а натрий как теплоноситель отсутствует. По этой причине в процессе разработки модели была произведена «подмена» натрия в активной зоне (АЗ) на перегретый пар с сохранением эквивалента по отводимой мощности [4]:

$$G_{\text{ЭКВ}} = W / (h_{\text{ВЫХ}} - h_{\text{ВХ}}), \quad (1)$$

где  $G_{\text{ЭКВ}}$  – массовый расход пара;  $W=150$  МВт – мощность РУ (тепловая);  $h_{\text{ВХ}} = 3182$  кДж/кг – энтальпия перегретого пара на входе в активную зону (температура теплоносителя на входе  $t_{\text{ВХ}}=354$  °С);  $h_{\text{ВЫХ}} = 3615$  кДж/кг – энтальпия перегретого пара на выходе из активной зоны (температура теплоносителя на выходе  $t_{\text{ВХ}} = 559$  °С). Подстановка известных величин в формулу (1) дает массовый расход пара  $G_{\text{ЭКВ}} = 346$  кг/с. В проведенных оценках использовалось фактическое давление пара в первом контуре, равное 0,2 МПа.

Коэффициент теплоотдачи к теплоносителю заменялся рассчитанными величинами отдельно для натрия. Для большего подобия величина коэффициента теплоотдачи задавалась разной на участках от входа до середины по высоте и от середины по высоте до выхода теплоносителя. Значения этих величин  $\alpha_{\text{ВХ}} = 27,5$  кВт/(м<sup>2</sup>·°С) и  $\alpha_{\text{ВЫХ}} = 25,3$  кВт/(м<sup>2</sup>·°С) рассчитаны с помощью соотношений, приведенных в [4].

Выполненная таким образом замена позволяет имитировать натриевый теплоноситель перегретым паром за счет подобия теплосъема и теплоемкости.

#### Коэффициенты реактивности

При расчете энерговыделения в активной зоне в RELAP5 используется точечная модель кинетики реактора, т.е. считается, что профиль распределения потока нейтронов по пространству АЗ не меняется во времени. Учет обратных связей (эффектов реактивности) осуществляется указанием соответствующих коэффициентов реактивности.

В разработанной модели использованы коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя:  $\alpha_{\text{ТОПЛ}} = -1.0 \cdot 10^{-3} \beta_{\text{ЭФФ}} / ^\circ\text{С}$ ;  $\alpha_{\text{ТЕПЛ}} = -1.2 \cdot 10^{-2} \beta_{\text{ЭФФ}} / ^\circ\text{С}$ .

Величины этих характеристик были взяты из материалов технического проекта по состоянию на 2012 г.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов  $\beta_{эфф} = 0,003 \text{ dk/k}$ .

### Теплофизические свойства ядерного топлива

В зоне спеченного ЯТ коэффициент теплопроводности рассчитывается по формуле для спеченного оксидного смешанного топлива с учетом изменения стехиометрии:

$$\lambda_0 = (0.037 + 3.33 \cdot X + 2.37 \cdot 10^{-4} T)^{-1} + 78.9 \cdot 10^{-12} \cdot T^3, \text{ Вт/(м·К)}, \quad (2)$$

где  $X$  – параметр стехиометрии  $(\text{UPu})\text{O}_{2-x}$ .

Для уран-плутониевого оксидного ядерного топлива параметр стехиометрии равен двум.

Удельная теплоемкость ЯТ вычисляется по формуле

$$C_p = 0.2973 + 25 \cdot 10^{-6} \cdot T - 6000 \cdot T^{-2}, \text{ кДж/(кг·град)}.$$

Вычисления проводились для восьми различных значений температуры в пределах от 470 до 3700 К.

### Расчетная схема

Расчетная схема активной зоны в рамках комплекса RELAP mod 3.2 представлена на рис. 1 и включает в себя пять структурных элементов, описание которых приводится в табл. 1.

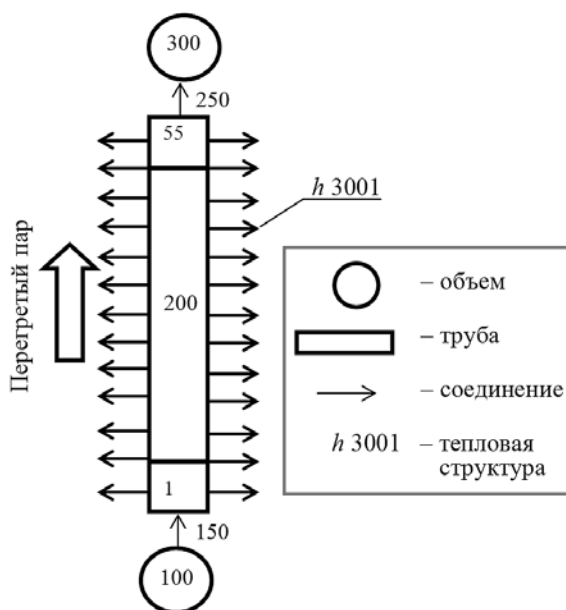


Рис. 1. Расчетная схема активной зоны МБИР

Таблица 1

### Список обозначений к расчетной схеме

Обозначение элемента	Наименование элемента
100	Входной объем Na
150, 250	Соединение
200	Твэл, разбитый на 55 равных частей
300	Выходной объем Na
h 3001	Тепловая структура, теплообмен с контуром теплоносителя

На протяжении всего времени протекания аварийной ситуации расход теплоносителя считается постоянным ( $G_{\text{эвк}} = 346 \text{ кг/с}$ ). Ввод положительной реактивности начинается с 50-й секунды.

#### Аналогичный программный код

Ранее на кафедре расчета и конструирования реакторов АЭС были выполнены расчеты с помощью специально разработанного программного кода, в котором реализован расчет точечной модели динамики ядерного реактора с учетом обратных связей по температуре топлива и температуре теплоносителя. Система уравнений, описывающая эту модель, имеет вид

$$\begin{aligned} dw/dt &= [\rho(t) - \beta] \cdot w / \Lambda + \sum \lambda_i \cdot C_i, \\ dC_i/dt &= -\lambda_i \cdot C_i + w \cdot \beta_i / \Lambda, \\ m_T \cdot C_T \cdot dT_T &= w(t) - k_T \cdot (T_T - T_{\text{тепл}}), \end{aligned} \quad (3)$$

где  $w$  – мощность;  $C_i = c_i$  (количество предшественников запаздывающих нейтронов) /  $3 \cdot 10^{10} \Lambda \cdot \nu$ , когда мощность выражена в ваттах;  $\Lambda$  – время генерации мгновенных нейтронов;  $\lambda_i$ ,  $C_i$  и  $\beta_i$  – постоянная распада, концентрация и доля от  $\beta_{\text{эфф}}$   $i$ -ой группы запаздывающих нейтронов;  $m_T$ ,  $C_T$ ,  $T_T$  – масса, удельная теплоемкость и средняя температура топлива соответственно;  $k_T$  – коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю;  $T_{\text{тепл}}$  – средняя температура теплоносителя.

Кроме того учитывается связь между температурой теплоносителя и температурой топлива:

$$G \cdot C_{\text{тепл}} \cdot \Delta T_{\text{тепл}}(t) = k_T \cdot (T_T - T_{\text{тепл}}), \quad (4)$$

где  $G$  – расход теплоносителя, кг/с;  $C_{\text{тепл}}$  – удельная теплоемкость теплоносителя;  $\Delta T_{\text{тепл}}$  – подогрев теплоносителя при его прохождении через активную зону реактора;  $T_{\text{тепл}}$  – средняя температура теплоносителя, равная сумме его входной температуры  $T_{\text{тепл.вход}}$  и половины температуры подогрева теплоносителя в активной зоне  $\Delta T_{\text{тепл}}$  ( $T_{\text{тепл}} = T_{\text{тепл.вход}} + \Delta T_{\text{тепл}}(t)/2$ ).

Изменение реактивности в реакторе характеризуется изменением как температуры топлива, так и температуры теплоносителя. В таком случае баланс реактивности записывается в виде

$$\rho(t) = \rho_0 - |\alpha_{\text{тепл}}| \cdot \Delta T_{\text{тепл}} - |\alpha_T| \cdot \Delta T_T - |\alpha_w| \cdot \Delta w, \quad (5)$$

где  $\rho_0$  – реактивность, введенная в реактор в момент времени  $t=0$ ;  $|\alpha_{\text{тепл}}|$ ,  $|\alpha_T|$  и  $|\alpha_w|$  – коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя, температуре топлива и мощности соответственно;  $T_{\text{тепл}}$ ,  $\Delta T_T$  и  $\Delta w$  – приращения во времени температуры теплоносителя, температуры топлива и мощности соответственно.

Программный код реализует решение системы уравнений (3) с учетом (4) и (5) методом матричной экспоненты.

#### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В процессе выполнения расчетов моделировалось введение положительной реактивности в работающий на номинальной мощности реактор со скоростью  $0,07 \beta_{\text{эфф}}/\text{с}$ . Длительность ввода положительной реактивности для стержня AP составляет 21,5 с.

Качественное поведение роста мощности, температур топлива и теплоносителя, а также изменения реактивности в обоих расчетах совпадают (рис. 2 – 4). Однако имеется существенное отличие в величинах самой реактивности, полученных двумя программами. Наблюдается большое расхождение в значениях температуры топли-

ва в двух моделях. Причиной этого является принципиальная разница в описании моделей. При расчете в программном комплексе RELAP моделируется вертикальный канал, а в ранее разработанном коде – точечная модель (нет толщины стенок и т.д.). Также к возможным причинам такого расхождения в значениях температур можно отнести произведенную замену натрия на перегретый пар, чего в ранее разработанном коде не было. В силу того, что реактивность сильно зависит от температуры топлива, а значения этих температур достаточно сильно расходятся, то имеются и расхождения в значениях реактивности. Такое расхождение не является столь критичным, т.к. полученные результаты носят оценочный характер.

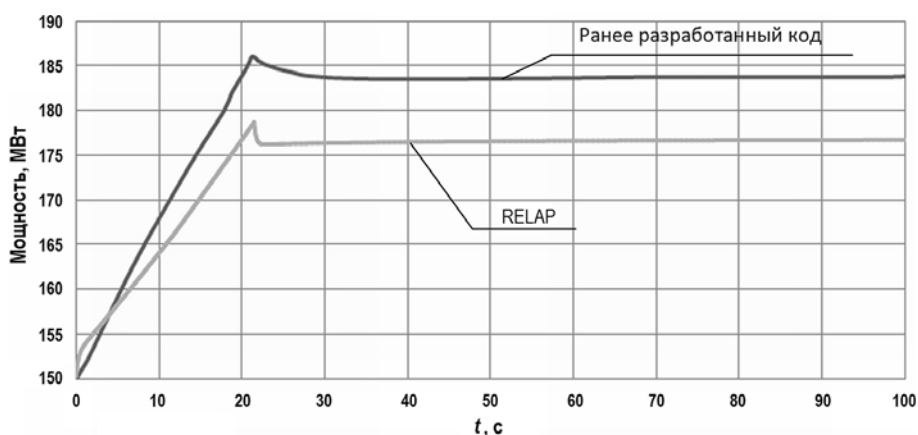


Рис. 2. Поведение мощности при извлечении стержня АР в течение 21,5 с

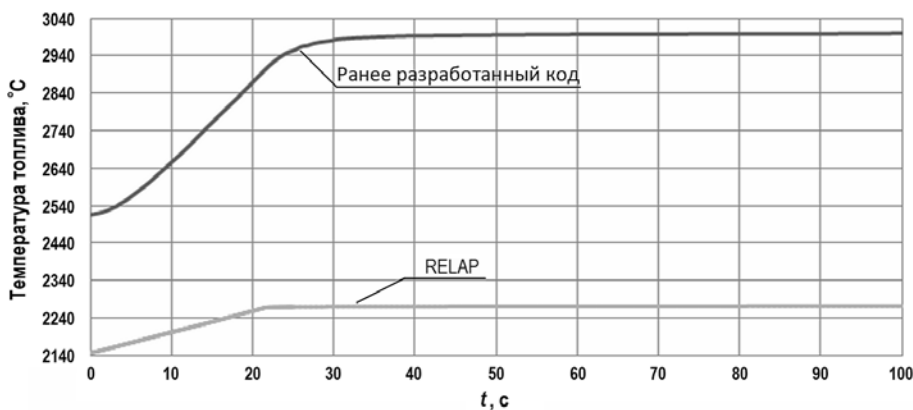


Рис. 3. Поведение температуры топлива при извлечении стержня АР в течение 21,5 с

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С помощью программного комплекса RELAP 5 mod 3.2 были смоделированы четыре реактивные аварийные ситуации, имитирующие выбросы разных ОР СУЗ и их несанкционированное извлечение. В результате были получены зависимости мощности, реактивности, температуры топлива и теплоносителя от времени.

Полученные данные позволяют оценить безопасность РУ МБИР, последствия аварии, возможные повреждения активной зоны, угрозу для персонала, обслуживающего РУ. Можно сделать вывод, что в случае выброса стержней РО АР либо РР ни персонал, ни даже автоматика не смогут предотвратить плавление АЗ, т.к. за крот-

чайший промежуток времени генерируется огромное количества тепла, которое просто не успевает передаваться теплоносителю.

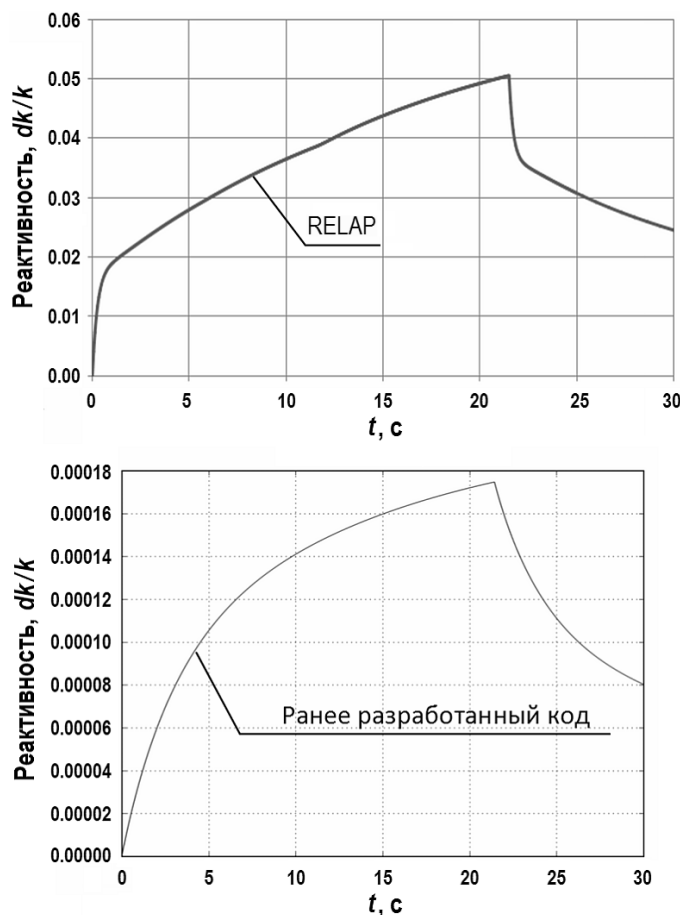


Рис. 4. Поведение реактивности при извлечении стержня AP в течение 21,5 с

В случаях несанкционированного извлечения с проектной скоростью стержней РО AP либо РР складывается другая картина. Для предотвращения плавления АЗ у персонала есть достаточно времени, чтобы предпринять действия для прекращения ввода положительной реактивности либо обеспечить дополнительный теплоотвод.

Расчеты показали, что замена натриевого теплоносителя на перегретый пар позволяет воспроизвести в общих чертах физику реальных процессов в объемах, необходимых для анализа безопасности, поскольку не приводит к существенному искажению результатов.

### Литература

1. ОАО «НИИЯР». Техническое задание на опытно-конструкторскую работу. Элемент тепло-выделяющий реактора МБИР. 2010 г.
2. ГК «Росатом». Концептуальный проект многофункционального быстрого исследовательского реактора. Пояснительная записка. № 44-86/3032 от 15.12.2008г.
3. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 "RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS".
4. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 2000.

Поступила в редакцию 11.02.2014 г.



### Авторы

Никulin Евгений Валерьевич, аспирант

E-mail: jaki07@mail.ru

Соболев Артем Владимирович, старший преподаватель

E-mail: Sobolevartem82@gmail.com

Волков Юрий Васильевич, профессор, доктор техн. наук

E-mail: volkov@iate.obninsk.ru

---

UDC 621.039.526

## SAFETY ASSESSMENT FOR THE MBIR REACTOR USING THE RELAP CODE

Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V.

Obrninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University  
«MEPhI». 1 Studgorodok, Obrninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

### ABSTRACT

The possibility of performing analysis of an emergency situation at sodium-cooled reactors using the RELAP code is discussed. The difficulty is that RELAP does not take into account the liquid metal coolant.

The problem was considered in relation to the objective analysis of the emergency situation at the MBIR reactor associated with the introduction of positive reactivity of the reactor control and safety system. Scenarios of ejection of one of the control rods in the reactor control and safety system and unauthorized extraction with regular speed during operation of the reactor at nominal power level were considered.

Imitation of sodium coolant was performed by superheated steam with preservation of the exhaust coolant capacity. To achieve it, the equivalent steam flow was calculated and heat-transfer coefficients were replaced by those for sodium.

As a result, a calculation model of the MBIR nuclear reactor was developed using the syntax of the RELAP code and the model was used to calculate the transients. Analysis of the results obtained and their comparison with those obtained by other software codes showed good agreement.

**Key words:** emergency, transitional process, reactor facility, MBIR, account code, reactor control and protection system, RELAP.

### REFERENCES

1. JSC «RESEARCH INSTITUTE OF ATOMIC REACTORS». Technical specification for development work. The fuel element reactor MBIR. 2010 (in Russian).
2. SC «ROSATOM». Conceptual design of a multi-purpose fast research reactor. Explanatory note No. 44-86/3032 from 15.12.2008 (in Russian).
3. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 «RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS».
4. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. *Heat transfer in nuclear power plants: Textbook for higher education*. Moscow, Energoatomizdat Publ., 2000 (in Russian).

### Authors

Nikulin Evgenij Valer'evich, Postgraduate Student

E-mail: jaki07@mail.ru

Sobolev Artyom Vladimirovich, Senior Lecturer

E-mail: Sobolevartem82@gmail.com

Volkov Yuriy Vasil'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: volkov@iate.obninsk.ru