

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ДЛЯ АНАЛИЗА ВНУТРЕННЕЙ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ

А.С. Бочкарев*, П.Н. Алексеев, А.С. Корсун*, В.С. Харитонов***

* *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31

** *ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»*

123098, г. Москва, площадь Академика Курчатова, 1



Обсуждаются разработанные интегральные одномерные модели теплогидравлических процессов, обеспечивающих отвод остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Выполнен анализ допущений и ограничений одномерных уравнений нестационарной естественной конвекции в замкнутых контурах. Показано удовлетворительное согласие расчетных значений температур и расхода натрия первого контура при потере теплосъема и принудительной циркуляции теплоносителя первого контура с результатами расчетного бенчмарк-эксперимента на реакторе PHENIX. Модель позволяет оценить влияние основных теплофизических, геометрических параметров, а также различных технических решений на эффективность пассивного отвода тепла посредством естественной конвекции теплоносителя, устанавливающейся в баке реактора и в промежуточном контуре системы аварийного отвода тепла, а также теплопередачи через корпус реактора. Модель включена в состав комплексного алгоритма оценки уровня внутренней самозащищенности перспективных быстрых реакторов и служит, главным образом, для того, чтобы на начальной стадии концептуального проектирования разработать рекомендации и требования к параметрам оборудования реактора, способствующие повышению его внутренней самозащищенности. Модель будет использована для определения набора количественных теплогидравлических критериев, влияющих на динамику протекания переходных аварийных процессов, приводящих к возможному нарушению целостности барьеров безопасности реактора, и для формулировки ограничений на выработанные критерии, при соблюдении которых требование целостности барьеров безопасности выполняется для любой комбинации исходных событий, инициирующих аварию.

Ключевые слова: БР, БН, PHENIX, быстрый реактор, САОТ, самозащищенность, отвод остаточного тепловыделения, внутренняя самозащищенность, естественная циркуляция, насос.

ВВЕДЕНИЕ

Среди требований, предъявляемых к перспективным ЯЭУ, одним из важнейших является обеспечение безопасности [1]. Безопасность ЯЭУ достигается за счет принятия ряда организационных, технических и правовых мер. Говоря о технических мерах, необходимо выделить требование к наличию у проектируемых перспективных ЯЭУ развитого

© *А.С. Бочкарев, П.Н. Алексеев, А.С. Корсун, В.С. Харитонов, 2016*

свойства внутренней самозащищенности [2, 3]. Целью развития в реакторе свойства внутренней самозащищенности является достижение реактором такого состояния защищенности, при котором любая комбинация внутренних исходных событий, инициирующих аварийную ситуацию, не приводит к нарушению целостности барьеров безопасности станции. Поскольку, согласно [2], «для запроектных аварий, которые не исключены на основе свойств внутренней самозащищенности реактора и принципов его устройства, независимо от их вероятности должны быть разработаны организационные меры по управлению такими авариями», возникает необходимость расчетного моделирования таких маловероятных аварий и их последствий. Возникает потребность в проектировании и внедрении дополнительных технических средств, требующих расчетного обоснования, что приводит к увеличению затрачиваемых временных и материальных ресурсов. Повышение внутренней самозащищенности актуально тем, что может позволить исключить возникновение многих запроектных аварий и их наложений [4 – 6], что в свою очередь может исключить необходимость принятия дополнительных организационных, технических и правовых мер по отношению к подобным ситуациям не только на стадии эксплуатации установки, но и на стадии ее проектирования.

Для этого полезно использовать методику, определяющую количественную характеристику уровня самозащищенности исследуемого реактора, принимая во внимание лишь физические свойства активной зоны и компоновку первого контура. Комплексный алгоритм, использующий такую методику, реализован в программе DYANA [7, 8], позволяющей анализировать как установившиеся асимптотические состояния реактора, так и переходные процессы, инициируемые возмущениями основных рабочих параметров реактора. В DYANA представлено комплексное одномерное моделирование нейтронной физики и теплогидравлики быстрого реактора с жидкометаллическим охлаждением только в пределах первого контура. Аналоги подобной методики представлены в работах [9 – 15]. Однако такой подход не позволяет адекватно моделировать работу систем пассивного отвода остаточного тепловыделения применительно к анализу безопасности перспективных быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем. Это определяет необходимость дополнительной разработки новых моделей для расчета уровня естественной циркуляции в системах аварийного отвода тепла.

Для кода DYANA разработаны усовершенствованная теплогидравлическая одномерная модель первого контура и модель контуров системы аварийного отвода тепла (САОТ) реактора типа БН. В модели учитывается возможность теплопередачи через корпус реактора к охлаждающему воздуху и разработана теплогидравлическая модель насоса.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ НЕСТАЦИОНАРНОЙ ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ В КОНТУРЕ

Течение жидкой среды с плотностью, зависящей от температуры, в произвольном канале с переменной площадью поперечного сечения $S(x)$, согласно [16], описывается уравнениями:

$$\frac{\partial p}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = \rho g - \frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial S_{ji}}{\partial x_j}, \quad (2)$$

где S_{ji} – тензор напряжений, который учитывает перенос импульса за счет турбулентной и молекулярной вязкостей; p – давление; ρ – плотность среды; u – скорость потока; τ – время.

Рассмотрим одномерное приближение относительно средних по сечению значений

скорости, давления и плотности при условии прилипания жидкости на стенке. Пренебрегаем диффузионным переносом импульса вдоль канала по сравнению с конвективным, эффектами сжимаемости среды ($\partial\rho/\partial\tau = 0$). В случае замкнутого контура, вдоль которого температура жидкости непостоянна, если давление изменяется по контуру непрерывно, из системы (1), (2) получим уравнение движения [17]

$$\Delta p_{\text{ец}} + \sum_i \Delta p_i = \Delta p_{\text{сопр}} + l^{*-1} \frac{dG}{d\tau} = \Delta p_{\text{сопр}} + \oint \frac{dl}{S(l)} \frac{dG}{d\tau}, \quad (3)$$

где G – массовый расход. Согласно (3), движущий напор складывается из напора насосов Δp_i и напора естественной циркуляции $\Delta p_{\text{ец}}$. Суммарный движущий напор идет на ускорение потока жидкости и преодоление суммарного сопротивления контура. Параметр l^{*-1} в (3) характеризует степень инерционности изменения расхода теплоносителя в контуре.

ЕСТЕСТВЕННАЯ ЦИРКУЛЯЦИЯ НАТРИЯ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРА

Как правило, в проектах реакторов типа БН предусмотрена возможность отвода остаточного тепловыделения с помощью естественной циркуляции теплоносителя первого контура и контуров систем аварийного отвода тепла (САОТ и через корпус) [18 – 20].

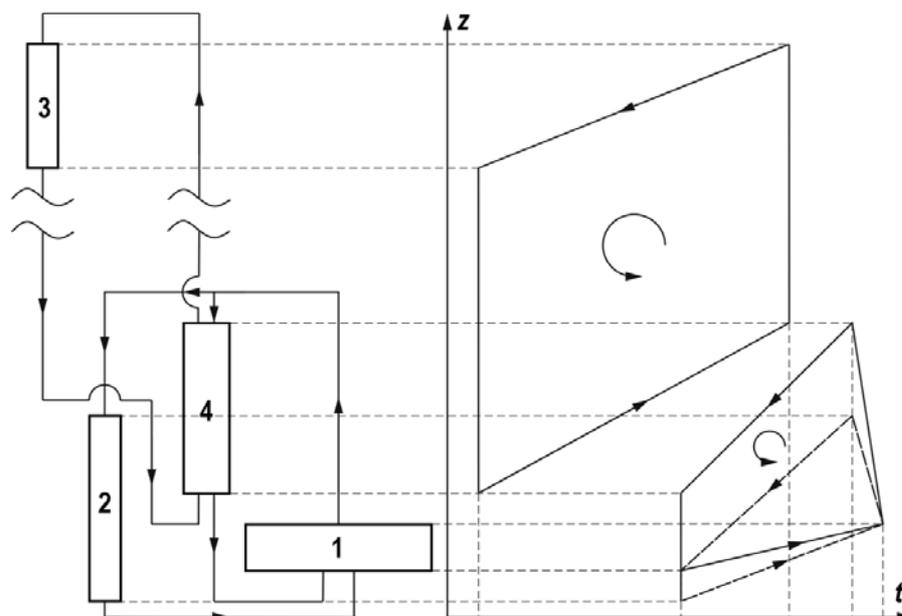


Рис. 1. Схема первого контура и промежуточного контура САОТ и их температурные диаграммы: 1 – активная зона; 2 – промежуточный теплообменник (ПТО); 3 – воздушный теплообменник; 4 – автономный теплообменник (АТО)

На рисунке 1 изображены упрощенная схема моделируемых контуров и распределение температуры рабочих сред. При снижении расхода теплоносителя первого контура ниже определенного значения включаются петли САОТ и устанавливается естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре и контурах САОТ. В активную зону подается теплоноситель с температурой $t_{\text{вх}} = (T_{\text{ато}}g_{\text{ато}} + t_{\text{пто}}G_{\text{пто}})/(G_{\text{ато}} + G_{\text{пто}})$ и расходом $G = G_{\text{ато}} + G_{\text{пто}}$.

Естественная циркуляция в исследуемых замкнутых контурах описывается уравнением (3). Суммарное сопротивление при этом $\Delta p_{\text{сопр}} = \Delta p_{\text{сопр}1} + \Delta p_{\text{сопр}2} + \Delta p_{\text{сопр}}^{\text{аз}}$, где $\Delta p_{\text{сопр}1} \sim G_{\text{ато}}^2$; $\Delta p_{\text{сопр}2} \sim G_{\text{пто}}^2$; $\Delta p_{\text{сопр}}^{\text{аз}} \sim G^2$. Суммарный напор сил плавучести

$\Delta p_{\text{ец}} = \Delta p_{\text{ец}1} + \Delta p_{\text{ец}2}$, где индексы 1, 2 означают контуры с ПТО и АТО соответственно.

Температура теплоносителя в баке реактора t_6 с учетом всех каналов отвода остаточного тепловыделения определяется следующими уравнениями теплового баланса с учетом перемешивания теплоносителя в объеме над активной зоной:

$$\rho c_p V dt_6/d\tau = G_{\text{аз}} c_p \mu_{\text{пто}} (t^{\text{вх}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{ато}}) - Q^*_{\text{саот}} - Q_{\text{кор}}, \quad (4)$$

$$\rho c_p V dt_6/d\tau = G_{\text{ато}} c_p \mu_{\text{ато}} (t^{\text{вх}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{ато}}) + G_{\text{пто}} c_p \mu_{\text{пто}} (t^{\text{вх}}_{\text{аз}} - t^{\text{вх}}_{\text{пто}}) - Q_{\text{кор}}, \quad (5)$$

где c_p – удельная теплоемкость; μ – коэффициент перемешивания теплоносителя; Q – мощность, снимаемая соответствующим каналом отвода тепла. Уравнение (4) справедливо до момента подключения АТО к активной зоне, уравнение (5) – после подключения. $Q^*_{\text{саот}}$ – мощность, отбираемая САОТ в «холостом» режиме, т.е. до подключения АТО к активной зоне.

ТЕПЛОТВОД ЧЕРЕЗ КОРПУС РЕАКТОРА

За счет теплопередачи через корпус реактора воздух, поступающий в шахту реактора с температурой t_0 , нагревается на некоторую величину Dt . В качестве приближенного асимптотического решения [17] можно принять

$$\Delta t^* = \frac{(G_* / G_k)^{2/3}}{1 + \frac{1}{3}(G_* / G_k)^{2/3}}, \quad (6)$$

$$G = (G_* G_k^2)^{1/3}. \quad (7)$$

где $G_* = K_l H_r / c_p$, $G_k^2 = \rho_0 g \beta (t_6 - t_0) (H_t + H_r / 2) / \chi$ – параметры с размерностью расхода, поддающиеся численной оценке; K_l – линейный коэффициент теплопередачи от натрия в баке реактора к воздуху в шахте; H_r – высота реактора; G – расход воздуха в зазоре; χ и H_t – сопротивление и характерная величина тягового участка контура циркуляции воздуха; β – коэффициент объемного расширения натрия; $\Delta t^* = \Delta t / (t_6 - t_0)$ – безразмерный подогрев.

Соотношения, полученные для случая стационарной работы аппарата, могут быть использованы для переходных и аварийных процессов при учете зависимости температуры натрия в баке реактора $t_6(\tau)$ как наиболее теплоемкого элемента от времени.

МОДЕЛЬ НАСОСА

Гидродинамический напор ΔP насоса создается за счет силы, действующей на жидкость в направлении (как правило) вдоль потока. Наиболее простой механизм реализуется в насосах электромагнитного типа. Силой, создающей напор, является объемная сила плотности f , обусловленная наличием поля. При этом создаваемый напор равен

$$\Delta P = \int_0^l p g dl.$$

В механических насосах сила, действующая на жидкость, создается за счет движения лопаток. Для упрощенной схемы, когда лопатки движутся в прямом канале при наличии зазора между лопатками и стенкой, сила будет зависеть от разницы скоростей лопаток u_l и жидкости $u_{ж}$. Так как скорость лопаток определяется числом оборотов ротора насоса, а скорость жидкости пропорциональна расходу жидкости, то создаваемый насосом напор можно записать в виде выражения

$$\Delta P_n = B(A_n - G)^m, \quad (8)$$

где n – число оборотов; m, A, B – неизвестные параметры.

Кроме силы, действующей на жидкость со стороны лопаток (подвижных частей насоса), на нее действует сила трения о стенки (неподвижные части насоса), зависящая от расхода жидкости.

Эффективный напор насоса при этом будет пропорционален квадрату расхода жидкости $\Delta P_n = \chi_n G^2$, т.е.

$$\Delta P_{\text{эфф } n} = B(An - G)^m - \chi_n G^2. \quad (9)$$

Собственное сопротивление трения насоса невелико по сравнению с создаваемым напором, поэтому для упрощения аппроксимации ΔP_n последний член в (9) будет опущен, имея в виду, что сопротивление насоса можно учесть при определении суммарного сопротивления контура циркуляции жидкости.

Уравнение движения ротора очевидно:

$$I d\omega/d\tau = M_{\text{эл}} - M_{\text{сопр}}, \quad (10)$$

где I – суммарный момент инерции подвижных деталей насоса и электродвигателя; $\omega = 2\pi n$ – угловая скорость вращения; n – частота вращения об/мин; $M_{\text{эл}}$ – вращающий момент, создаваемый электродвигателем; $M_{\text{сопр}}$ – момент сопротивления.

Основной вклад в момент сопротивления вносит сила, действующая на лопатки насоса со стороны жидкости (равная с обратным знаком силе, действующей на жидкость со стороны лопаток). При этом момент равен силе, умноженной на эффективное плечо. Тогда

$$M_{\text{сопр}} = C(An - G)^m. \quad (11)$$

Уравнение движения жидкости по контуру

$$\Delta P_n(\tau) + \Delta P_{\text{ец}} = \chi G^2 + l^{*-1} dG/d\tau, \quad (12)$$

где ΔP_n – напор насосов; $\Delta P_{\text{ец}}$ – напор естественной циркуляции; χ – коэффициент сопротивления контура.

Согласно [21], если рабочая точка находится на линейном участке гидравлической характеристики, то при использовании для $H(G_n)$ выражения (8) получим $H = B(An - G)^m$. Тогда для линейного участка справедливо выражение

$$\Delta P_n/(\rho g) = 22.4(0.43n - v), \quad (13)$$

где v – объемный расход теплоносителя.

С учетом (13) система уравнений, описывающих $n(\tau)$ и $G(\tau)$, принимает вид

$$2\pi I dn/d\tau = M_{\text{эл}} - C(0.43n - v),$$

$$\Delta P_n(\tau) + \Delta P_{\text{ец}} = \chi G^2 + l^{*-1} dG/d\tau,$$

$$\Delta P_n/(\rho g) = 22.4(0.43n - v).$$

СРАВНЕНИЕ С ЭКСПЕРИМЕНТОМ

Расчетные значения температуры и расхода натрия первого контура в одновременном наложении аварий с потерей принудительной циркуляции натрия первого контура и потерей теплосъема, полученные с помощью расчетного кода DYANA, показали удовлетворительное согласие с результатами эксперимента на реакторе PHENIX (рис. 2, 3) в рамках соответствующего бенчмарк-эксперимента [22]. Расчетные значения расхода натрия первого контура по модели DYANA ниже соответствующих значений бенчмарк-эксперимента. Расчетные значения температур первого контура по модели DYANA выше соответствующих значений бенчмарк-эксперимента. Таким образом, исходя из нейтронно-физической и теплогидравлической модели расчетного кода DYANA и результатов

сравнительных расчетов, можно утверждать, что расчетные значения выходных параметров разработанной расчетной модели оценочны и консервативны.

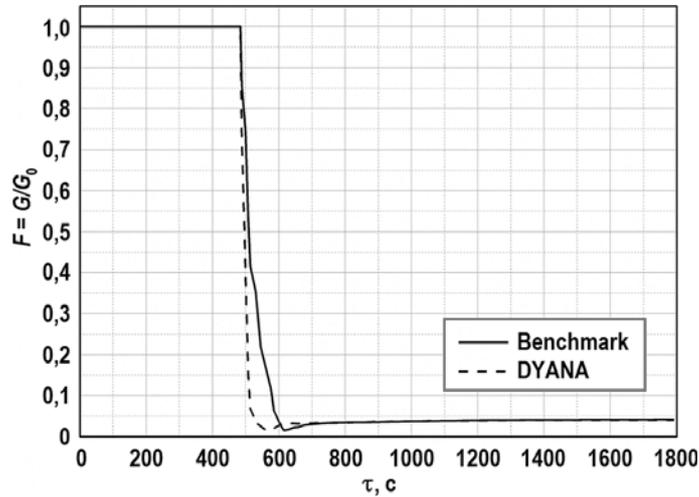


Рис. 2. Расчетные значения расхода натрия первого контура

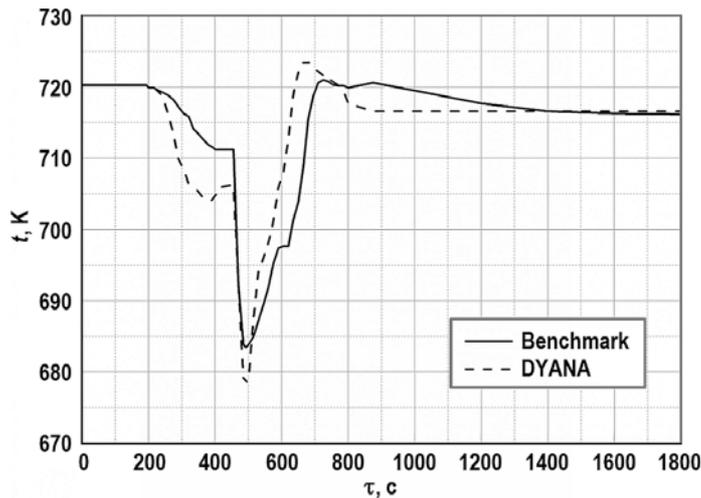


Рис. 3. Расчетные значения температуры натрия первого контура

Таблица 1

Сценарий аварии в рамках сравнительного анализа результатов эксперимента на PHENIX и выходных расчетных данных кода DYANA

Авария	Потеря принудительной циркуляции натрия первого контура		Потеря принудительной циркуляции натрия первого контура + потеря теплосъема
Время, с	0	458	466
Событие	Отключение двух работающих петель второго контура	Аварийная защита	Отключение питания всех трех ГЦН, начало механического выбега ГЦН

Смоделирована авария, на начало которой реактор имеет тепловую мощность 120 МВт и расход натрия первого контура 1291 кг/с, одна петля второго контура не работает, все три ГЦН работают. Сценарий аварии состоит из распределенных по времени событий, инициирующих начало переходных процессов (табл. 1).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены процессы теплосъема при естественной конвекции теплоносителя в системе отвода остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Выполнен анализ допущений и ограничений одномерных уравнений нестационарной естественной конвекции в замкнутых контурах. Разработаны интегральные модели теплогидравлических процессов, обеспечивающих пассивный отвод остаточного тепловыделения в реакторе типа БН. Модель позволяет оценить влияние основных теплофизических и геометрических параметров на эффективность пассивного отвода тепла посредством естественной конвекции теплоносителя, устанавливающейся в баке реактора и промежуточном контуре системы аварийного отвода тепла, а также теплопередачи через корпус реактора.

Расчетные значения температур и расхода натрия первого контура находятся в удовлетворительном согласии с результатами вычислительного эксперимента в рамках бенчмарка реактора PHENIX [22], а на асимптотике совпадают (рис. 3). Хотя расчетные значения выходных параметров разработанной математической модели оценочны и консервативны, модель служит, главным образом, для того, чтобы выработать концептуальные рекомендации к параметрам оборудования реактора, способствующие повышению его внутренней самозащищенности.

Модель предназначена для использования в составе комплексной методики оценки уровня внутренней самозащищенности перспективных быстрых реакторов на начальной стадии их концептуального проектирования и включена в расчетный код DYANA.

Литература

1. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А., Цибульский В.Ф., Штромбах Я.И. О стратегии ядерной энергетики России до 2050 года. Доклад на VIII Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» МНТК-2012. Москва, 2012.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/15, НП-001-15. – М.: Энергоатомиздат, 2015. – 30 с.
3. Гордон Б.Г., Пискунова Н.А. О рекомендациях по повышению самозащищенности ядерных реакторов. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110. – Вып. 2. – С. 117–119.
4. Tanju S. A review of inherent safety characteristics of metal alloy sodium-cooled fast reactor fuel against postulated accidents. // Nuclear Engineering and Technology. – 2015. – Vol. 47. – № 3. – PP. 227-239.
5. Burgazzi L. Analysis of solutions for passively activated safety shutdown devices for SFR. // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – Vol. 260. – PP. 47–53.
6. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №3. – С.5-14.
7. Alekseev P., Delpach M., Ilyin D. Improvement of the Safety Potential for the Lead-Cooled Fast Reactors. Proc. of Conf. on Design and Safety of Advanced Nucl. Power Plants, Tokyo, Japan. – 1992. – P.9.
8. Алексеев П.Н., Бочкарев А.С. Потенциал внутренней самозащищенности реактора. // Ядерная физика и инжиниринг. – 2013. – Т. 4. – №5. – С. 1–5.
9. Stauff N.E., Buiron L., Fontaine B., Rimpault G. Methodology for Designing a Sodium-Cooled Fast Reactor with Inherent Safety. // Nuclear Technology. – 2013. – Vol. 181. – No. 2. – PP. 241-250.
10. Gandini A., Salvatores M., Slessarev I. Balance of Power in ADS Operation and Safety. // Annals of Nuclear Energy. – 1999. – Vol. 27. – No. 1. – P. 71.
11. Qvist S. Optimizing the Design of Small Fast Spectrum Battery-Type Nuclear Reactors. // Energies. – 2014. – No. 7. – PP. 4910-4937.
12. Wade, D.C., Chang, Y.I. The integral fast reactor (IFR) concept: Physics of operation and safety. In Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics Mathematics and Computation, Paris, France, 27 April 1987.
13. Chen X., Suzuki T., Matzerath Boccaccini C. et al. Steady-State and Transient Analyses for ADT's

(Fertile-free Fuels) Domain IV. Technical Meeting on the CRP: 'Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste Hefei, October 22-26, 2004.

14. Кузьмин А.М. Коэффициенты реактивности и асимптотический анализ безопасности. – М.: МИФИ, 1997. – 60 с.

15. Kuznetsov I.A., Bagdasarov Yu.E., Ashurko Yu.M. Role of fast reactor physical characteristics in limiting the consequences of hypothetical accidents. // Atomic Energy. – 1983. – Vol. 54. – No. 2. – PP. 103-108.

16. Слеттери Дж.С. Теория переноса импульса, энергии и массы в сплошных средах. – М.: Энергия. – 1978. – 124 с.

17. Алексеев П.Н., Бочкарев А.С., Корсун А.С., Харитонов В.С. Моделирование теплогидравлических процессов в системах пассивного отвода тепла в быстрых натриевых реакторах. // Вестник Национального исследовательского ядерного университета МИФИ. – 2014. – Т. 3. – №3. – С. 362.

18. Subhash Ch. Safety aspects of intermediate heat transport and decay heat removal systems of sodium-cooled fast reactors. // Nuclear Engineering and Technology. – 2015. – Vol. 47. – No. 3. – PP. 260-266.

19. Kazumi A. et al. A summary of sodium-cooled fast reactor development. // Progress in Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 77. – PP. 247-265.

20. Зарюгин Д. Г. и др. Расчетно-экспериментальное обоснование проектной системы аварийного отвода тепла БН-1200. // Атомная энергия. – 2014. – №4. – С. 222-228.

21. Митенков Ф.М., Новинский Э.Г., Будов В.М. Главные циркуляционные насосы АЭС. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 376 с.

22. Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments. IAEA-TECDOC-1703, IAEA. – 2013. – 169 p.

Поступила в редакцию 28.07.2016 г.

Авторы

Бочкарев Алексей Сергеевич, инженер НИЯУ «МИФИ»
E-mail: alseboch@mail.ru

Алексеев Павел Николаевич, заместитель руководителя КЯТК НИЦ «КИ»
E-mail: Alekseev_pn@nrcki.ru

Корсун Александр Сергеевич, доцент НИЯУ «МИФИ»
E-mail: askorsun@bk.ru

Харитонов Владимир Степанович, зам. зав. каф. Теплофизики НИЯУ «МИФИ»
E-mail: VSKharitonov@mephi.ru

UDC 621.039

MODELING OF NATURAL CIRCULATION FOR THE INHERENT SAFETY ANALYSIS OF SODIUM COOLED FAST REACTORS

Bochkarev A.S.*, Alekseev P.N.**, Korsun A.S.*, Kharitonov V.S.*

* National Research Nuclear University «MEPhI»

31 Kashirskoye shosse, Moscow, 115409 Russia

** National Research Centre «Kurchatov Institute»

1 Akademika Kurchatova sq., 1, Moscow, 123098 Russia

ABSTRACT

The paper discusses a set of developed integrated one-dimensional models of thermal-hydraulic processes that contribute to the removal of decay heat in a BN-type reactor. The assumptions and constraints involved in one-dimensional equations of unsteady natural convection in closed circuits have been analyzed. It has been

shown that the calculated values of the primary circuit sodium temperature and flow rate in conditions with a loss of heat removal and with a forced circulation of the primary coolant are in a reasonable agreement with the results of a benchmark experiment in the PHENIX reactor. The model makes it possible to assess the effects general thermophysical and geometrical parameters and the selected technology have on the efficiency of passive heat removal by the natural coolant convection in the reactor tank and in the emergency heat removal system's intermediate circuit and by the heat transfer through the reactor vessel. The model is a part of an integrated algorithm used to assess the inherent safety level of advanced fast neutron reactors and is intended primarily to develop, at the early conceptual design stage, the recommendations and requirements with respect to the reactor equipment parameters leading to an increase in the reactor inherent safety. The model will be used to identify the set of quantitative thermal-hydraulic criteria that have an effect on the dynamics of emergency transients leading to a potential loss of integrity by the reactor safety barriers, and to formulate such limits for the defined criteria as would cause, if observed, the requirement for the safety barrier integrity to be met under any combination of the accident initiating events.

Key words: fast reactor, BN, PHENIX, emergency heat removal system, inherent safety, decay heat removal, natural circulation, pump.

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskiy A.Yu., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskiy V.F., Shtrombah Ya.I. On the Russian Nuclear Power Industry Development Strategy until 2050. In Proceedings of the VIIIth International Scientific and Technical Conference «Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry». Moscow, 2012 (in Russian).
2. General Provisions for Ensuring the Safety of Nuclear Power Plants. NP-001-15. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2015, 30 p. (in Russian).
3. Gordon B.G., Piskunova N.A. On Recommendations For Increasing The Inherent Safety Of Nuclear Reactors. *Atomnaya energiya*, 2011, v. 110, no. 2, pp. 73-137 (in Russian).
4. Tanju S. A Review of Inherent Safety Characteristics of Metal Alloy Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel Against Postulated Accidents. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, v. 47, no. 3, pp. 227-239.
5. Burgazzi L. Analysis of Solutions for Passively Activated Safety Shutdown Devices for SFR. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, v. 260, pp. 47-53.
6. Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evskiy I.V., Volkov A.V., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N. A Study Into the SVRE Effects on the Safety of a Large Sodium Fast Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*, 2014, no. 3, pp. 5-14 (in Russian).
7. Alekseev P., Delpech M., Ilyin D. Improvement of the Safety Potential for the Lead-Cooled Fast Reactors. Proc. of Conf. on «Design and Safety of Advanced Nucl. Power Plants», Tokyo, Japan, 1992, p. 9.
8. Alekseev P.N., Bochkarev A.S. Potential of the Inherent Safety of a Reactor. *Yadernaya fizika i inzhiniring*. 2013, v. 4, no. 5, pp. 1-5 (in Russian).
9. Stauff N., Buiron L., Fontaine B., Rimpault G. Methodology for Designing a Sodium-Cooled Fast Reactor with Inherent Safety. *Nuclear Technology*, 2013, v. 181, no. 2, pp. 241-250.
10. Gandini A., Salvatores M., Slessarev I. Balance of Power in ADS Operation and Safety. *Annals of Nuclear Energy*, 1999, v. 27, no. 1, p. 71.
11. Qvist S. Optimizing the Design of Small Fast Spectrum Battery-Type Nuclear Reactors. *Energies*, 2014, no. 7, pp. 4910-4937.
12. Wade D.C, Chang Y.I. The Integral Fast Reactor (IFR) Concept: Physics of Operation and Safety. In Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics Mathematics and Computation. Paris, France, 27 April 1987.
13. Chen X., Suzuki T., Boccaccini M., Rineiski A., Maschek W., Morita K. Steady-State and

Transient Analyses for ADT's (Fertile-free Fuels) Domain IV. Technical Meeting on the CRP: Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste. Hefei, October 22-26, 2004.

14. Kuzmin A. M. Reactivity Coefficients and Asymptotic Safety Analysis. Moscow. MIFI Publ., 1997. 60 p. (in Russian).

15. Kuznetsov I. A., Bagdasarov Yu. E., Ashurko Yu. M. Role of Fast Reactor Physical Characteristics in Limiting the Consequences of Hypothetical Accidents. *Atomic Energy*, 1983, v. 54, no. 2, pp. 103-108.

16. Slattery J. C. Momentum, Energy and Mass Transfer in Continua, McGraw-Hill, New York, 1972, 682 p.

17. Alekseev P. N., Bochkarev A. S., Korsun A. S., Kharitonov V. S. Modeling of Thermal-Hydraulic Processes in Passive Heat Removal Systems for Fast Sodium Cooled Reactors. *Vestnik natsionalnogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta «MIFI»*, 2014. v. 3, no. 3, pp. 362-367 (in Russian).

18. Subhash Ch. Safety Aspects of Intermediate Heat Transport and Decay Heat Removal Systems of Sodium-Cooled Fast Reactors. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, v. 47, no. 3, pp. 260-266.

19. Kazumi A., Dufourb P., Hongyic Y., Glatzd J., Kime Y., Ashurko Yu., Hillg R., Utoh N. A Summary of Sodium-Cooled Fast Reactor Development. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, v. 77, pp. 247-265.

20. Zaryugin D. G., Poplavskij V. M., Rachkov V. I., Sorokin A. P., Shvetsov Yu. E., Rogozhkin S. A., Shepelev S. F. Computational and Experimental Validation of the Planned Emergency Heat Removal System for BN-1200. *Atomnaya energiya*, 2014, no. 4, pp. 271-277 (in Russian).

21. Mitenkov F. M., Novinskij E. G., Budov V. M. Primary Coolant Circuit Circulation Pumps for NPPs. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 320 p. (in Russian).

22. Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments, IAEA-TECDOC-1703, Vienna, Austria, IAEA, 2013, 169 p.

Authors

Bochkarev Aleksey Sergeevich, Engineer, NRNU «MEPhI»

E-mail: alseboch@mail.ru

Alekseev Pavel Nikolaevich, Deputy Director of Kurchatov Nuclear Technological Complex, NRC «KI»

E-mail: Alekseev_pn@nrcki.ru

Korsun Aleksandr Sergeevich, Associate Professor, NRNU «MEPhI»

E-mail: askorsun@bk.ru

Kharitonov Vladimir Stepanovich, Deputy Head of the Thermal Physics Department, NRNU «MEPhI»

E-mail: VSKharitonov@mephi.ru