

<https://doi.org/10.26160/2474-5901-2023-34-31-34>

## О ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА АНОМАЛЬНО БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ В РАМКАХ СУЩЕСТВУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Окунев В.С.*

*Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана,  
Москва, Россия*

**Ключевые слова:** ГЭС, ядерный реактор, безопасность, металлокерамика, свинцовый теплоноситель, вольфрамодовые оболочки ТВЭЛов.

**Аннотация.** Самые мощные источники энергии – ГЭС. Начиная с 1970-х гг. до аварии на Чернобыльской АЭС в нашей стране разрабатывались проекты АЭС с реакторами типа РБМК большой мощности (от 2000 до 4800 МВт /эл./). В 2000 г. была предложена концепция быстрого реактора БРЕСТ-2400 с ленточной активной зоной. С 2021 г. в г. Северске сооружается энергоблок БРЕСТ-ОД-300. Однако повышение мощности реактора при обеспечении безопасности потребовало серьезной корректировки основных проектных решений. Проведенный расчетный анализ аварийных режимов работы реактора со свинцовым теплоносителем аномально большой мощности (более 2,4 ГВт /эл./) подтверждает возможность обеспечения его безопасности в рамках существующих технологий.

## ON THE POSSIBILITY OF CREATING AN ANOMALY HIGH-POWER POWER NUCLEAR REACTOR WITHIN EXISTING TECHNOLOGIES

*Okunev V.S.*

*Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russia*

**Keywords:** HPP, nuclear reactor, safety, cermet, lead coolant, tungsten fuel rod cladding.

**Abstract.** The most powerful sources of energy are hydroelectric power plants. Since the 1970s before the accident at the Chernobyl nuclear power plant in our country, projects were being developed for nuclear power plants with high-power RBMK reactors (from 2000 to 4800 MW/el.). In 2000, the concept of the BREST-2400 fast reactor with a ribbon core was proposed. Since 2021, the BREST-OD-300 power unit has been under construction in Seversk. However, increasing the reactor power and while ensuring safety required a serious adjustment of the main design decisions. The computational analysis of emergency modes of operation of a lead-cooled reactor of anomalously high power (more than 2.4 GW /el.) confirms the possibility of ensuring its safety within the framework of existing technologies.

До недавнего времени с целью минимизации воздействия на климат планеты многие страны планировали существенно сократить выбросы углекислого газа, и к середине XXI в. и перейти к зеленой энергетике. Это возможно на основе развития ядерных технологий при условии исключения аварий на предприятиях ядерного топливного цикла.

По экономическим причинам при разработке энергетических реакторов нового поколения большой мощности для обеспечения базовой нагрузки обычно ориентируются на электрическую мощность 1,2 ... 1,3 ГВт. Это связано с проблемой замещения мощности при выходе энергоблока из энергосистемы, например, по причине аварии. В мире эксплуатируется около 440 ядерных реакторов, обеспечивающих около 10% производства электроэнергии и около

30% безуглеродной электроэнергии [1]. Большинство из них – легководные реакторы (LWR). Основные усилия разработчиков реакторов направлены на совершенствование LWR электрической мощности от 1 до 1,3 ГВт.

С 1970-х гг. до начала XXI в. в нашей стране активно разрабатывались проекты бескорпусных кипящих уран-графитовых канальных реакторов большой мощности. С 1983 по 2009 гг. на Игналинской АЭС (СССР, Литва) функционировали два энергоблока РБМК-1500. В 2001 г. был разработан проект реактора МКЭР-1500. К тому времени были разработаны проекты РБМК-2000, -3600, РБМКП-2400, -4800. Это самые дешевые реакторы, однако, их безопасность далека от совершенства. Китай планирует начать строительство двух энергоблоков типа PWR CAP-1400 (Guohe One). За основу принята американская концепция AP1000 компании «Вестингауз Электрик». Китай активно ведет концептуальные разработки реакторов большей мощности. В 2000 г. В.В. Орловым (АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», Россия) была предложена концепция быстрого реактора БРЕСТ-2400 с ленточной активной зоной (по аналогии с РБМКП-2400).

Для сравнения приведем характеристики четырех крупнейших ГЭС мира.

– «Три ущелья», 22,5 ГВт, Китай. Высота плотины 185 м, ширина 2309 м, емкость водохранилища 39,3 млрд. м<sup>3</sup>. Потребовалось переселение 1,27 млн. человек.

– «Итайпу», 14 ГВт, Бразилия и Парагвай. Высота плотины 196 м, длина 7919 м, емкость водохранилища 29 млрд. м<sup>3</sup>. Переселение 10 тыс. семей.

– «Силоду», 12,6 ГВт, Китай, Высота плотины от 278 до 285 м, емкость водохранилища 12,67 млрд. м<sup>3</sup>. Переселение 61 тыс. человек.

– «Гури», 10,2 ГВт, Венесуэла. Высота плотины 162 м, длина 1300 м, емкость водохранилища 138 млрд. м<sup>3</sup>. Переселение 1,5 тыс. человек.

Крупнейшая ГЭС России – Саяно-Шушенская. Ее мощность – 6,4 ГВт, высота плотины 245 м, длина 1074,4 м, объем водохранилища 31,3 млрд. м<sup>3</sup>.

АЭС способны конкурировать с такими ГЭС при условии исключения аварий с недопустимыми выбросами радиоактивных веществ за пределы станции. После аварии на Чернобыльской АЭС (1986) из 30-километровой зоны отчуждения было экстренно эвакуировано все население – более 115 тыс. чел. В результате аварии пострадали около 5 млн. человек. От причин, непосредственно связанных с аварией, погибло до 50 чел., от отдаленных последствий облучения – до 4 тыс. чел. После аварии на АЭС «Фукусима-1» (2011) было эвакуировано почти 165 тыс. человек. В результате аварии погибли 15897 чел., пропавшими без вести остаются 2553 чел.

Самый безопасный ядерный реактор, в котором детерминистически исключены аварии с недопустимыми выбросами радиоактивных веществ за пределы АЭС, – опытно-демонстрационный БРЕСТ-ОД-300 – сооружается на площадке Сибирского химического комбината (г. Северск, Россия). Мощность энергетического реактора обычно повышают за счет увеличения объема активной зоны. В быстрых реакторах с жидкометаллическим теплоносителем увеличение объема ведет к повышению пустотного эффекта реактивности

(ПЭР). При увеличении мощности до 500 ... 600 МВт (эл.) реактор БРЕСТ уже не безопасен. ПЭР при наиболее опасном сценарии его реализации превышает  $\beta$  ( $\beta$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов). Для БРЕСТ-2400 с цилиндрической активной зоной можно обеспечить самозащищенность от аварий типа ATWS (с отказом аварийной защиты), но ПЭР  $\approx 7 \beta$ .

За основу в исследованиях принята концепция энергетического ядерного реактора на быстрых нейтронах мощностью 2,4 ... 2,5 ГВт (эл.) с традиционной (цилиндрической) зоной. Такие установки могут войти в структуру энергетики только при условии экономической эффективности, надежности и безопасности.

Активная зона содержит три зоны профилирования (по радиусу). Тепловыделяющие сборки не имеют чехлов. Используется таблеточное топливо. Твэлы размещены в узлах квадратной решетки. Диаметр топливной таблетки в зонах различен: 7,9; 8,3 и 9,0 мм (по аналогии с БРЕСТ). Относительный шаг решетки твэлов в зонах 1,38; 1,33 и 1,24. Высота активной зоны 1,10 м. Внешний радиус зон 2,23; 2,99 и 3,22 м.

Для обеспечения безопасности необходимо скорректировать материалы активной зоны. Наиболее предпочтительны следующие материалы [2].

– В качестве топлива – металлокерамика (кермет) на основе микрозерен UN-PuN (50...300 мкм) и нанопорошка (40...100 нм) металлического урана (до 20% об.).

– В качестве теплоносителя – свинец ториевых руд (с концентрацией изотопа  $^{208}\text{Pb}$  около 80%).

– В качестве материала оболочек твэлов – вольфрам.

При использовании таких материалов ПЭР  $< 0$ , можно легко обеспечить самозащищенность от аварий типа ATWS. Рассматривались наиболее опасные ситуации: TOP WS – ввод полного запаса реактивности ( $0,9 \beta$ ); LOF WS – обесточивание всех насосов первого контура; LOHS WS – полное (гипотетическое) прекращение теплоотвода от первого контура ко второму.

В таблице 1 представлен вклад каждого из новшеств в безопасность реактора на примере изменения максимальных температур оболочек твэлов  $T_{cl}$  и топлива  $T_f$  по сравнению с исходным вариантом (БРЕСТ-2400). Для исходного варианта.

Расчеты ATWS проведены по авторской программе FRISS-2D [2]. Коэффициенты реактивности определены с помощью WIMS [3] и Dragon-M [2]. ПЭР рассчитан по известной программе прецизионного нейтронно-физического расчета MCNP [4].

Значительное снижение температуры топлива в номинальном и аварийных режимах (ATWS) за счет использования новых материалов позволяет увеличить мощность реактора за счет повышении обогащения нанопорошка урана. При увеличении мощности на 10% в наиболее опасной комбинации (при наложении режимов TOP WS, LOF WS и LOHS WS)  $T_{cl} = 1035 \text{ K}$ ,  $T_f = 1438 \text{ K}$ . При увеличении мощности на 20%  $T_{cl} = 1042 \text{ K}$ ,  $T_f = 1482 \text{ K}$ . Это меньше максимально допустимых значений: 3695 K (плавление вольфрама) и 2000 K (начало разложения нитрида).

Табл. 1. Влияние новшеств на максимальные температуры в АТWS

Новшество	$T_{cl} / T_f$ в номинальном и аварийных режимах, К				
	Номинальный режим	TOP WS	LOF WS	Наложение TOP WS и LOF WS	Наложение TOP WS, LOF WS и LOHS WS
Исходный вариант	795 / 1219	855 / 1525	841 / 1231	914 / 1462	1031 / 1462
W-оболочки				914 / 1432	1029 / 1438
Новое топливо	795 / 1202	856 / 1506	841 / 1215	915 / 1445	915 / 1445
Новое топливо и W-оболочки	795 / 1172	859 / 1473	839 / 1184	915 / 1413	1024 / 1117
Все новшества	795 / 1124	854 / 1374	858 / 1058	892 / 1305	993 / 1124

Температура плавления металлического урана – 1405,5 К. Нанопорошок может плавиться при более низких температурах. Переход нанопорошка в жидкое состояние приведет к снижению максимальной температуры топлива в АТWS. Расплавленный нанопорошок не оказывает заметного влияния на безопасность реактора.

В России хорошо развиты технологии изготовления тонкостенных вольфрамовых трубок малого диаметра, напыления вольфрама на другой металл. Есть опыт использования тяжелого теплоносителя (Pb-Bi). Существует технология изготовления топлива LWR на основе  $UO_2$  и нанопорошка металлического урана. Ториевые руды в виде монацитовых песков присутствуют на поверхности побережья океанов. Строящийся реактор БРЕСТ-ОД-300 позволит отработать все предложенные новшества и технологии.

#### Список литературы / References

1. Meserve R.A.. Communication dated 8 July 2021 from the Chairman of the International Nuclear Safety Group (INSAG) // IAEA. General Conference. 2021, 7p. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc65-inf11.pdf>.
2. Okunev V.S. One of the Preferred Concepts of New Generation Power Nuclear Reactor // AIP Conference Proceedings. 2022, vol. 2383, p. 050001. <https://doi.org/10.1063/5.0074646>.
3. Deen J.R. and Woodruff W.L., WIMS-D4M User Manual (Illinois, ANL-RERTR/TM-23). 1995, 95 p.
4. MCNP-4C Monte Carlo N-Particle Transport Code System / Oak Ridge National Laboratory. April 2000.

<b>Окунев Вячеслав Сергеевич</b> – кандидат технических наук, доцент okunevvs@bmstu.ru	<b>Okunev Viacheslav Sergeevich</b> – candidate of technical sciences, associate professor
---	--

Received 31.01.2023