

## О ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

Рассматривается история развития в Советском Союзе уран-графитового направления в ядерном реакторостроении, а также изменение параметров ядерной безопасности таких реакторов. Акцент в рассмотрении делается на оценке важных для ядерной безопасности параметрах различных поколений уран-графитовых реакторов, начиная с реактора Ф-1, далее с промышленных уран-графитовых реакторов и заканчивая реакторами большой мощности канальными (РБМК). Для каждого типа уран-графитовых реакторов проведено исследование зависимости эффективного коэффициента размножения от шага топливной решетки и количества водяного теплоносителя в топливных каналах. На простой модели активной зоны РБМК показано недопустимо большое значение эффекта реактивности при осушении или запаривании топливных каналов. Проведено определение количества локальных критмасс в уран-графитовых реакторах и их влияние на работу реактора на малых уровнях мощности, когда взаимное влияние локальных критических масс (объемов) мало и это приводит к возникновению в активной зоне локальных зон с надкритичностью. Рассмотрена и ошибка проекта РБМК по конструкции графитовых вытеснителей, которая является важным фактором в развитии аварийного процесса 26 апреля 1986 г. на 4-м энергоблоке ЧАЭС.

*Ключевые слова:* ядерная безопасность, промышленный уран-графитовый реактор, реактор большой мощности канальный, эффекты реактивности, период реактора, аварийная защита.

В документах МАГАТЭ и других публикациях [1, 2] представлены материалы квалифицированных экспертов по расследованию причин ядерной аварии 26 апреля 1986 г. на ЧАЭС, среди которых определяющими являются ошибки проекта, связанные с нейтронно-физическими параметрами активной зоны. Тем не менее, в публикациях сотрудников НИКИЭТ - главного конструктора (ГК) проекта РБМК-1000 - делается акцент на других основных причинах аварии, не связанных с конструктивными ошибками проекта [3].

К сожалению, версия аварии, отраженная в [3], преобладает в общественном сознании. Это является следствием проявления активной пропаганды, начало которой было положено с представления доклада советской делегации в октябре 1986 г. в МАГАТЭ, в котором вина за катастрофу на ЧАЭС возлагалась на оперативный персонал [4]. С таким, устоявшимся в общественном сознании, пониманием причин аварии школьники приходят в технические вузы и даже после их окончания считают, что основной причиной аварии является «человеческий фактор». Поэтому, несмотря на то, что после аварии прошло уже 30 лет, приходится акцентировать внимание на грубых ошибках проекта РБМК, которые не раз проявлялись при эксплуатации и до аварии.

Предлагаем рассмотреть краткую историю развития уран-графитовых реакторов в Советском Союзе, а также на основе упрощенной физической модели такого типа реакторов проанализировать негативные тенденции изменения важных параметров ядерной безопасности.

Начало было положено в 1946 г. с создания первого ядерного реактора Ф-1 (физический первый) на территории Советского Союза и Европы [5]. Реактор был построен тогда еще в Подмосковье на территории Лаборатории № 2 - будущий Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, ныне «Курчатовский институт». Была выбрана гетерогенная схема расположения ядерного топлива (металлический природный уран) и замедлителя (графит реакторного качества). После четырех экспериментальных сборок реактора были спрогнозированы размеры реактора, в котором могла быть получена самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана, и это было реализовано на пятой сборке реактора 25 декабря 1946 г.

Активная зона реактора собиралась из графитовых брикетов размером 100×100×600 мм, в которых были проделаны по три отверстия (всего более 30000 отверстий) для расположения в них урановых блочков (аналогично, как и в первом в мире ядерном реакторе СР-1), отражатель реактора набирался из таких же графитовых брикетов без отверстий. Всего в активной зоне реактора Ф-1 было 45,07 т урановых изделий (33,5 т - блоки металлического урана, 11,57 т - брикеты и шары оксида урана) и 400 т графита [5]. Эффективный коэффициент размножения нейтронов при полностью извлеченных органах регулирования составлял  $K_{эф} = 1,00075$ , что вместе с отрицательным температурным коэффициентом реактивности обеспечивали его ядерную безопасность. Реактор Ф-1 проработал более 60 лет и в настоящее время имеет статус памятника науки и техники.

© В. И. Борисенко, 2016

Проведенные на реакторе Ф-1 исследования позволили определить необходимые ядерные константы, а также были исследованы физические характеристики материалов активной зоны проектируемых промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) для наработки оружейного плутония. Для этих целей на реакторе Ф-1 был разработан метод количественного контроля свойств ядерных материалов по изменению реактивности реактора. Характеристики всех партий металлического урана для первого промышленного уран-графитового реактора «А» были проверены на реакторе Ф-1.

Несмотря на то, что реактор Ф-1 и значительная часть уже реализованных к тому времени уран-графитовых реакторов в США [6] имели горизонтальное расположение топливных каналов, в проекте ПУГР было принято вертикальное расположение топливных каналов. Также и другие технические решения проекта были уникальными, это касается решений по подаче и распределению охлаждающей воды по топливным каналам (ТК), а также схемы выгрузки урановых блоков для последующей отправки их на завод по выделению плутония.

Физический пуск первого промышленного уран-графитового реактора «А» без воды (теплоносителя) в технологических каналах (ТК) реактора был осуществлен 8 июня 1948 г. На проектную мощность 100 МВт (с теплоносителем) реактор «А» был выведен уже 22 июня 1948 г. Пуском реактора «А» руководил И. В. Курчатов, который в журнале на центральном пульте управления реактора сделал следующую запись: “Предупреждаю, что аппарат без воды оставлять нельзя ни при каких обстоятельствах” [5].

Таким образом, можно отметить, что, уже начиная с первых ПУГР, «подтверждено», что уран-графитовый реактор может работать и без теплоносителя как в некоторых ТК, так и во всем реакторе, и это его свойство является главным недостатком такой конструкции реактора, которое себя еще не раз проявит в будущем.

Реактор «А» построен на Южном Урале (позже - г. Озерск, ПО «Маяк») за очень короткое время (26 месяцев). 23 марта 1946 г. были утверждены исходные задания на проектирование, а 8 июня 1948 г. осуществлен физический пуск реактора «А». На этой же площадке были построены и другие ПУГР аналогичной конструкции для наработки плутония: АВ-1, АВ-2, АВ-3 большей мощностью до 1000, 1400 и 1000 МВт соответственно. Мощности реакторов были повышены после замены на азот воздушного охлаждения графитовой кладки и уменьшения окисления графита кислородом.

В первых ПУГР была принята проточная схема охлаждения топлива водой, которая подается в ТК с незначительной химподготовкой из озера или реки и туда же сбрасывается после предварительного охлаждения в отстойниках. С пуском энергетических ядерных блоков возрос интерес к проектированию промышленных двухцелевых реакторов, на которых помимо наработки плутония можно также вырабатывать и энергию.

В январе 1950 г. было принято решение о создании промышленных энергетических уран-графитовых реакторов двухцелевого назначения на природном уране, в которых помимо производства плутония также вырабатывать и электроэнергию. К середине 1954 г. в Министерстве среднего машиностроения (МСМ) было принято решение по проектированию “...второй очереди агрегатов типа АВ для производства плутония и попутной выработки товарной электроэнергии” [5]. А в 1955 г. в МСМ принято решение о строительстве серии более мощных ПУГР типа АДЭ. Первый промышленный двухцелевой реактор ЭИ2 с замкнутым контуром был построен на Сибирском химическом комбинате (СХК) в 1958 г.

ПУГР типа АДЭ с замкнутым циркуляционным контуром были построены в 1960-х годах в городах Железногорске и Северске. На реакторах АДЭ также производился оружейный плутоний, небольшое количество электроэнергии и осуществлялось теплоснабжение городов-спутников, а также частично г. Томска. Всего в Советском Союзе было построено 13 ПУГР, которые проработали от 31 до 46 лет.

Технические характеристики элементов активной зоны ПУГР до сих пор не приведены в открытой печати, в связи с их военным назначением. Основные технические характеристики элементов активной зоны ПУГР: размеры графитовых блоков - шаг топливной решетки; размеры технологического и топливного каналов; каналов системы управления и защиты; размеры топливных блоков и их материальный состав, необходимые для оценки параметров реактора, влияющих на его ядерную безопасность, собраны из различных «воспоминаний» участников проектов создания и эксплуатации ПУГР [7, 8]. На входе в активную зону в энергетических реакторах типа АДЭ давление теплоносителя составляло 35 – 40 кг/см<sup>2</sup>, температура на выходе максимально нагруженных ТК составляла до 195 – 197° С. Температура воды на входе ТК была повышена до 80 – 90° С.

Топливо ПУГР - это цилиндрические твэлы из металлического урана природного обогащения, заключенные в оболочку из сплава на основе алюминия. Топливный канал – труба из сплава алюминия диаметром 40×1,65 мм, помещается в технологический канал диаметром 60 мм, высверленном в графитовый кладке, состоящей из графитовых блоков поперечным сечением 200×200 мм. Начиная с ПУГР АДЭ-2, наряду с производством плутония вырабатывалась также и энергия, в том числе и электрическая. Поперечный размер графитовых блоков в ПУГР АДЭ 2 – 5 был увеличен до 220 мм [9].

Основная задача ПУГР - наработка оружейного плутония - поставила перед разработчиками вопрос о повышенной самозащищенности реактора, а также о быстродействии систем защиты. Так, например, для реактора «А» время ввода 9 стержней аварийной защиты (АЗ) по сигналу прекращения поступления охлаждающей воды в канал составляет 0,5 с, а время ввода в активную зону остальных стержней регулирования и аварийной защиты не более 6 с [10]. Время ввода стержней аварийной защиты РБМК-1000 первого и второго поколений составляло 18 с.

Рассмотрим влияние на характеристики ядерной безопасности основных параметров активной зоны реактора типа АДЭ, для этого определим для «различных» ПУГР изменение  $K_{эф}$  в случае «запирания» топливного канала или «исчезновения» воды в канале.

Для реакторов с протяженной активной зоной, к которым, несомненно, относятся ПУГР и РБМК (высота активной зоны 7 м, диаметр ~12 м), утечка нейтронов составляет менее 5 %, поэтому для расчета достаточно точных значений  $K_{эф}$  ядерного реактора можно воспользоваться следующими формулами [11]:

$K_{эф} = h \epsilon \rho_j$  - формула четырех сомножителей - для расчета коэффициента размножения нейтронов в бесконечной размножающей системе;

$$h = \frac{\sum_i \dot{a} n^i R_f^i}{\sum_i \dot{a} R_a^i}$$

расчет количества нейтронов, выделяющихся в ядерном топливе на один захваченный в топливе нейтрон;  $n^i$  - количество нейтронов, выделившихся на один акт деления;

$\dot{a} R_a^i$  - коэффициент использования тепловых нейтронов - доля нейтронов, поглощенных в топливе, по отношению ко всем нейтронам, поглощенным в размножающей системе;

$$q = \frac{\sum_i \dot{a} R_a^i}{\sum_i \dot{a} R_a^i + \sum_j \dot{a} R_a^j}$$

$\dot{a} R_a^i$  - топливные изотопы,  $\dot{a} R_a^j$  - нетопливные материалы активной зоны;

$R_j^i = F^i S_j^i$  - интенсивность протекания в единице объема на  $i$ -м материале активной зоны нейтронной реакции  $j$ -типа:  $a$ -поглощения,  $f$ - деления;

$F^i$  - поток тепловых нейтронов в  $i$ -м материале активной зоны;

$S_{a,f}^i$  - макросечение поглощения (деления) нейтронов в  $i$ -м материале активной зоны;

$$j = 4,05 + 28,4 \sqrt{\frac{F}{M}}$$

- коэффициент - вероятность избежать резонансного захвата на  $^{238}\text{U}$

нейтронам, которые замедляются в размножающей системе; эмпирическая формула для топливных блоков из металлического урана, для топливных блоков из двуокиси урана, используемого в РБМК,

этот коэффициент вычисляется по формуле [12]  $j = 5,55 + 26,6 \sqrt{\frac{F}{M}}$ , где  $F$  – площадь поверхности топливного блока, см<sup>2</sup>, а  $M$  – масса топлива в блоке, г;

$\epsilon$  – коэффициент размножения на быстрых нейтронах, для реактора на тепловых нейтронах обычно не превышает 1,02 - 1,05.

Влияние конструкционных материалов алюминия и/или циркония, а также азота и/или гелия на поглощение нейтронов незначительно и им в данном рассмотрении можно пренебречь.

Изменение микросечений по закону  $1/v$  определялось по температуре нейтронного газа  $T_{нз}$ , которая в свою очередь определялась по формуле [11]  $T_{нз} = T \frac{\sigma_a}{\sigma_s} + 1,8 \frac{S_a}{S_s} \frac{\xi}{\xi}$ , где  $T$  – температура замедлителя (графита),  $S_a, S_s$  – макросечения поглощения и замедления графита соответственно,  $\xi$  – среднелогарифмический декремент энергии на графите.

Для расчетов были приняты следующие исходные данные:

Вещество	Плотность, г/см <sup>3</sup>	$\sigma_f$ , б (барн)	$\sigma_c$ , б	$\sigma_s$ , б
<sup>12</sup> C, графит	1,65	-	0,0048	4,5
H <sub>2</sub> O, вода	1,0	-	0,66	40,5
<sup>235</sup> U, уран	19,6	580	98	-
<sup>238</sup> U, уран	19,6	-	2,7	-

Здесь  $\sigma_f, \sigma_c, \sigma_s$  – микросечение деления, радиационного захвата и рассеяния соответственно.

В табл. 1 представлены зависимости  $K_{эф}$  при «запаривании» или обезвоживании ядерного реактора, для ПУГР с поперечными размерами графитовых блоков 200 и 220 мм.

Таблица 1. Изменение  $K_{эф}$  при изменении плотности воды в ТК для ПУГР с разным шагом топливной решетки

Шаг решетки, мм	Плотность воды в ТК, г/см <sup>3</sup>						
	0	0,1	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
200	1,0709	1,0707	1,0704	1,0697	1,0688	1,0677	1,0665
220	1,1865	1,1861	1,1857	1,1847	1,1837	1,1825	1,1812

Таким образом, можно заключить, что ПУГР типа АВ и АДЭ обладают небольшим до 0,2 и 1,0  $\beta$  соответственно положительным «паровым» эффектом реактивности, который максимально проявляется при полном обезвоживании ТК в холодном состоянии и не представляет серьезной угрозы для обеспечения ядерной безопасности реактора ( $\beta$  – доля запаздывающих нейтронов, для ПУГР и РБМК-1000 в режиме установившихся перегрузок топлива  $\beta \approx 0,005$ ).

Уран-графитовое направление в Советском Союзе получило приоритетное направление и в энергетическом ядерном реакторостроении. Основными причинами такого решения являются:

широкое применение данной технологии в ПУГР;

отставание в технологии крупного корпусного оборудования, необходимого для широкого освоения реакторов с водой под давлением – водо-водяное направление в ядерном реакторостроении.

Из-за ограничения на объем статьи в нее не попали результаты анализа ядерной безопасности энергетических реакторов АМ-1, АМБ-100, АМБ-200 и ЭГП-6. Коротко можно проинформировать, что для указанных реакторов шаг топливной решетки 200 мм (для реактора АМ-1 выбран треугольный шаг топливной решетки, равный 120 мм, – это единственный энергетический реактор с шестиугольными призмами), используется обогащенное топливо, поэтому обеспечивается отрицательный температурный коэффициент реактивности.

Необходимо отметить роль С. М. Фейнберга, который принимал участие в ядерном проекте, был «идеологом» реакторного направления, предложил использовать сплавы циркония в качестве оболочек твэлов, а также был неформальным научным руководителем проекта энергетического уран-графитового реактора большой мощности канального – РБМК [13].

Реакторы ПУГР для производств электроэнергии применяли двухконтурную схему – пар для турбогенератора (ТГ) производился в парогенераторах. Такая же концепция была применена и на начальном этапе разработки эскизного проекта РБМК. Однако в 1964 г. после участия С. М. Фейнберга в III Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии, где были представлены реакторы с кипящей водой, было принято решение о проектировании реактора с кипением теплоносителя непосредственно в топливных каналах реактора, далее отделение пара в сепараторах и подача «активированного» пара на турбину. Это давало значительные экономические преимущества перед двухконтурной схемой за счет повышения паросодержания на выходе ТК и значительного сокращения кратности циркуляции теплоносителя [5, 7, 8]. Предполагалось также, что проект РБМК-1000, в случае необходимости, может заменить ПУГР – реакторы-наработчики плутония. Технические решения о «подавлении» положительного парового эффекта реактивности (как будет показано ниже) путем выбора шага графитовой кладки до ~200 мм не позволяли добиться необ-

ходимой глубины выгорания урана и обеспечить требуемый для военных целей изотопный состав плутония, поэтому и не были приняты.

Рассмотрим важные отличия проектов ПУГР и РБМК-1000, существенно влияющие на его ядерную безопасность:

- увеличение размера графитового блока (шага топливной решетки реактора) до 250 мм;
- применение обогащенного урана (в первых проектах 1,8 % по  $^{235}\text{U}$ );
- применение высокого давления теплоносителя до 70 атм и повышения его температуры на выходе из каналов с целью повышения к.п.д. реакторной установки;
- переход на циркониевые сплавы для труб топливных каналов и оболочек твэлов;
- изменение направления движения теплоносителя в топливных каналах: в ПУГР сверху вниз – проточная схема, в РБМК - снизу вверх.

К сожалению можно констатировать, что, несмотря на существенные физические отличия проекта РБМК от проекта ПУГР, в МСМ было принято решение о проектировании и строительстве РБМК-1000 без опытного образца - реактора-прототипа «малой» мощности, на котором обычно исследуются физические особенности поведения реакторной установки в различных режимах ее работы. Для проведения ресурсных испытаний твэлов ограничились исследованиями на экспериментальной петле реактора АИ ПО «Маяк» с одним топливным каналом РБМК половиной длины 3,5 м. Теплогидравлические испытания канала с ТВС РБМК-1000 проводились на полномасштабных электрообогреваемых макетах твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС) на стенде в Институте атомной энергии (ИАЭ).

В сентябре 1973 г. начались операции по физическому пуску первого блока РБМК-1000 на Ленинградской АЭС. Председателем государственной комиссии по пуску реактора был С.М. Фейнберг. После возвращения в ИАЭ он дал распоряжения о проведении дополнительных исследований в обоснование ядерной безопасности РБМК-1000 [14]. Причина – очень большое количество локальных критических масс в реакторе: порядка 50. Реальное количество локальных критмасс в РБМК-1000 может быть гораздо больше [15]. В октябре 1973 г. С. М. Фейнберг умер, и о «проблемах» РБМК-1000 на время забыли. О каких же это «проблемах» РБМК-1000 забыли разработчики?

Определим физические параметры РБМК-1000, влияющие на его ядерную безопасность, по методике, рассмотренной выше для оценки ядерной безопасности ПУГР. Топливо РБМК - это цилиндрические твэлы из низкообогащенной двуокиси урана (~1,8 %), заключенные в оболочку из сплава на основе циркония. Топливный канал – труба из сплава циркония диаметром 88×4 мм помещается в технологический канал диаметром 114 мм, высверленном в графитовой кладке, состоящей из графитовых блоков поперечным сечением 250×250 мм. ТВС РБМК-1000 состоит из двух частей, собранных в одном топливном канале, каждая ТВС содержит 18 твэлов: размеры оболочки 13,5×0,9 мм, диаметр топливной таблетки 11,5 мм [3]. Плотность двуокиси урана 10,4 г/см<sup>3</sup>.

На рисунке представлены зависимости  $K_{эф}$  при «запаривании» или обезвоживании каналов РБМК (зависимость от плотности воды в ТК) для проекта РБМК-1000, а также для случаев, если бы был выбран другой размер графитового блока – шага топливной решетки реактора: 200 и 300 мм. Детальный анализ зависимости  $K_{эф}$  от шага топливной решетки реактора показывает, что при выбранной конструкции ТВС и обогащении топлива паровой коэффициент реактивности изменяет свой знак с отрицательного на положительный, если шаг топливной решетки больше ~200 мм. Если бы вопросы обеспечения ядерной безопасности имели больший приоритет по сравнению с экономическими показателями, то выбор геометрических характеристик элементов активной зоны, существенно влияющих на параметры ядерной безопасности РБМК, должен был сделан в пользу шага топливной решетки не более 200 мм.

Для компенсации такой большой надкритичности ( $K_{эф} \sim 1,2$ ) свежей топливной загрузки РБМК-1000 в активной зоне размещены более 200 дополнительных поглотителей (ДП), которые по мере выгорания топлива извлекаются из реактора [3]. В общем случае учет влияния ДП и/или выгорания топлива приводит к ухудшению характера зависимости  $K_{эф}$  от плотности теплоносителя – суммарный паровой эффект реактивности становится больше по абсолютной величине. В табл. 2 приведены максимальные значения парового эффекта реактивности, которые проявляются при вскипании теплоносителя в ТК и уменьшения его плотности до нуля.

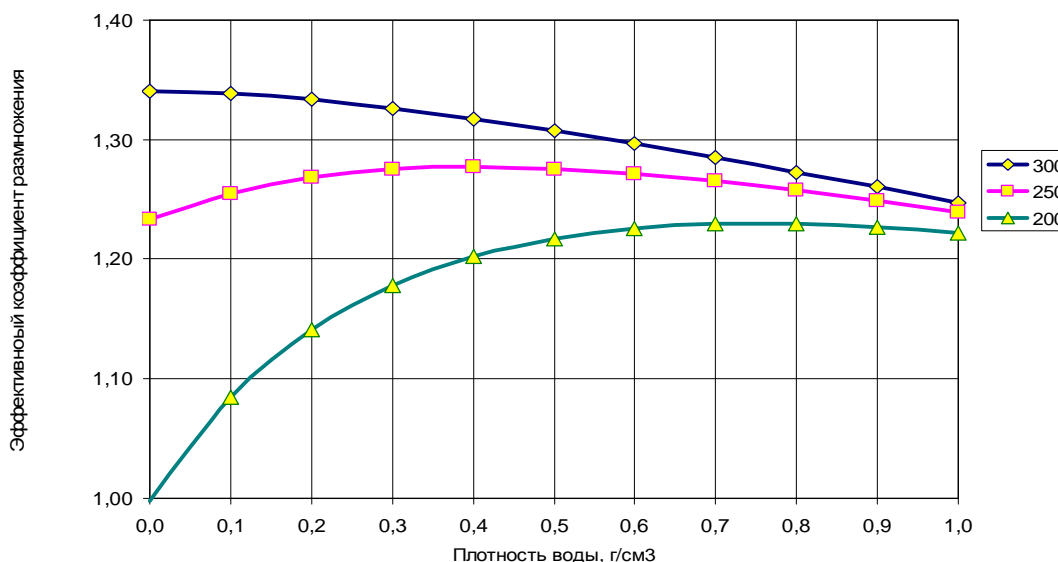
Таблица 2. Величина парового эффекта реактивности,  $\beta$

Обогащение топлива, %	Размер графитового блока, мм		
	300×300	250×250	200×200
1,8	+15	+4	отрицательный

2,4	+9	+0,7 (< 1)	отрицательный
-----	----	------------	---------------

Таким образом, если параметры реактора выбирать, исходя из условий обеспечения, прежде всего, его ядерной безопасности, то выбор должен был сделан для меньших, по сравнению с проектными, размеров графитового блока. Правда, как уже было отмечено выше, при этом снижаются характеристики топлива по выгоранию.

Некоторое «улучшение» по значениям парового эффекта реактивности можно получить, если увеличить среднее обогащение топлива. Такое предложение было среди первоочередных мероприятий на РБМК-1000, сначала после аварии на 1-м блоке Ленинградской АЭС в 1975 г. до 2,0 %, а уже после аварии на ЧАЭС в 1986 г. до 2,4 % [3].



Изменение  $K_{эф}$  топливной решетки РБМК при изменении плотности воды в технологических каналах, для топлива обогащением 1,8 %.

Реакторы ПУГР и РБМК относятся к реакторам с протяженными активными зонами, поэтому для них характерна высокая неустойчивость полей энерговыделений на малых уровнях мощности, когда связь между отдельными частями активной зоны слабая. В табл. 3 представлены данные о количестве отдельных критмасс в объеме реакторов ПУГР и РБМК, в зависимости от шага топливной решетки и обогащения топлива. Представлены данные для «холодного» реактора при плотности воды 1,0 г/см³.

При разогреве реакторов объем одиночной критмассы уменьшается, что приводит к увеличению общего количества критмасс в объеме реактора. Расчет параметров критмасс проводился по известной в физике реакторов зависимости [11]

$$R_{кр} = \frac{\rho M}{\sqrt{K_{эф} - 1}}, \text{ где } M - \text{длина миграции нейтронов в реакторе.}$$

Расчет проводился для локальных объемов без отражателя. При учете отражателя количество критмасс еще увеличится.

Для реактора РБМК-1000 радиус сферы минимального критического объема уменьшается от 1,4 м для холодного состояния реактора со свежим топливом, до 0,65 м для состояния реактора без воды или при выпаривании воды из ТК. При этом оказывается, что высота части активной зоны, в которой может образоваться локальная надкритичность, составляет менее 1,5 м, что соответствует экспериментальным и расчетным оценкам [5, 15].

Еще одним недостатком и даже ошибкой проекта является конструкция органа регулирования, реализованная на РБМК-1000.

Таблица 3. Количество локальных критмасс в объеме реактора (объем одной критмассы)

Тип	Обогащение,	Размер графитового блока, мм
-----	-------------	------------------------------

реактора	%	200×200	220×220	250×250	300×300
ПУГР	0,72	21, (25 м <sup>3</sup> )	26, (21 м <sup>3</sup> )		
РБМК	1,8	41, (11,5 м <sup>3</sup> )		65, (11,3 м <sup>3</sup> )	90, (12 м <sup>3</sup> )
	2,4	100, (4,7 м <sup>3</sup> )		150, (4,7 м <sup>3</sup> )	210, (5 м <sup>3</sup> )

Как уже было отмечено выше, проект РБМК существенно отличается от проекта ПУГР, в том числе и по конструкции и условиям работы органов регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ). В ПУГР охлаждение каналов СУЗ осуществляется «тонким» слоем воды по поверхности ОР СУЗ - пленочное охлаждение, и влияние воды на параметры реактора было незначительным. Каналы под органы регулирования РБМК-1000 полностью заполнены водой отдельного контура охлаждения ОР СУЗ, соответственно вода в контуре СУЗ существенно влияет на параметры реактора.

Как уже было показано, вода в активной зоне реакторе РБМК по сравнению с графитом имеет более высокие поглощающие свойства по отношению к тепловым нейтронам. Поэтому для большей экономии нейтронов в каналы под ОР СУЗ, которые большую часть времени работы реактора на энергетических уровнях мощности находятся без поглотительной части и заполнены водой, было предложено поместить графитовые вытеснители. Физическая роль графитового вытеснителя состояла в уменьшении «вредного» поглощения нейтронов в столбе воды находящейся в канале ОР СУЗ, когда поглощающий стержень не находится в активной зоне. Это приемлемое техническое решение в случае, если вытеснитель занимает всю высоту активной зоны, что и было предложено в эскизном проекте РБМК-1000 и реализовано на 1-м блоке Ленинградской АЭС. Однако уже в последующих проектах РБМК (в том числе и 2-й очереди ЧАЭС) в конструкции ОР СУЗ были реализованы другие необоснованные технические решения:

длина поглощающей части уменьшена до 6,2 м;

длина графитового вытеснителя составляла 4,5 м.

Такое «рационализаторское» решение позволило уменьшить объем подреакторного пространства, куда должен выводиться графитовый вытеснитель при погружении ОР СУЗ в активную зону.

У стержня автоматического регулирования (АР) из-за особой конструкции соединительного элемента графитовый вытеснитель длиной 4,5 м прикреплялся прямо к стержню АР. При этом при положении АР на верхних концевиках внизу канала был столб воды 2,5 м. В стержнях ручного регулирования (РР) при выведенной вверх поглощающей части графитовый вытеснитель располагался симметрично по высоте активной зоны, соответственно внизу и вверху остаются столбы воды высотой 1,25 м. После проявления особенностей поведения реактора при работе на малых уровнях мощности и аварии на 1-м блоке Ленинградской АЭС в 1975 г. графитовые вытеснители у стержней АР были исключены, а обогащение топлива было поднято до 2 % после [3].

Такие технические решения были реализованы в проекте РБМК-1000 2-го поколения, а также в проекте РБМК-1500. Однако и при этих изменениях было обнаружено проявление «концевого эффекта». Физическая природа «концевого эффекта» состоит в следующем: при срабатывании аварийной защиты и начале движения ОР СУЗ вниз графитовые вытеснители выталкивают воду из каналов ОР СУЗ в нижней его части (1,25 м), тем самым в нижнюю часть активной зоны вводится положительная реактивность за счет того, что графит меньше поглощает нейтроны, чем вода.

Для реакторов, которые имеют протяженную активную зону, а на малых уровнях мощности несколько десятков слабосвязанных локальных критических объемов, это может приводить к «всплескам» реактивности и мощности в нижней части активной зоны. Такое проявление «концевого эффекта» еще более усиливается при смещенном профиле энерговыделений в нижнюю часть активной зоны.

Такое очевидное ухудшение параметров безопасности РБМК-1000 было проигнорировано ГК не только на этапе утверждения такого «рационализаторского» предложения (об укороченных графитовых вытеснителях), но также и после его реализации, когда была получена тревожная информация с действующих блоков о вводе положительной реактивности на начальном этапе ввода ОР СУЗ в верхнего положения.

Это было «обнаружено» на 3-м и 4-м энергоблоках ЧАЭС в 1983 г. и на Игналинской АЭС в 1984 г. Были проведены научно-технические совещания, намечены планы по исключению проявления «концевого эффекта», но до аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС в 1986 г. они так и остались на бумаге. В письме ГК от 02.02.84 [16], направленном в том числе и на все АЭС с реакторами РБМК, описана физическая природа эффекта с положительным выбегом реактивности, предложены технические решения для его исключения:

удалить графитовые вытеснители у стержней АР;

ограничить число ОР, полностью выведенных из активной зоны;  
 ввести телескопический удлинитель для графитового вытеснителя, чтобы исключить столб воды в нижней части активной зоны;  
 разработать технические решения по пленочному охлаждению каналов ОР СУЗ;  
 рассмотреть вопросы по уменьшению высоты активной зоны до 6 м.

Оценить «эффективность» такого «рационализаторского» предложения по укорачиванию графитового вытеснителя также можно на упрощенной модели реактора. В таблице 4 представлены результаты изменения  $K_{эф}$  при вводе одного стержня РР в область активной зоны, состоящей из 16 ТК. На каждые 16 ТК приходится один стержень РР и один стержень АР. Расчеты выполнены для свежего топлива в холодном состоянии реактора при симметричном по высоте поле энерговыделений.

**Таблица 4. Изменение  $K_{эф}$  при вводе одного ОР СУЗ с графитовым вытеснителем в область активной зоны, состоящей из 16 ТК**

Количество ТК	Относительный объем воды в канале ОР СУЗ					
	0	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
16	1,1656	1,1635	1,1613	1,1589	1,1565	1,1540

При движении вниз стержня РР из верхнего положения ввод положительной реактивности составляет  $+1,5 \beta$ . При наличии дополнительных поглотителей в активной зоне, а также с выгоранием топлива ввод положительной реактивности уменьшается по абсолютной величине на 50 % и более. Величина введенной реактивности зависит от профиля нейтронного поля по высоте реактора: при смещенном вниз поле энерговыделений ввод положительной реактивности увеличивается. Таким образом, при движении стержня РР вниз из верхнего положения в нижней части активной зоны РБМК могут быть созданы условия возникновения локальной надкритичности. Наибольшую опасность представляют состояния активной зоны со смещенным вниз полем энерговыделений на малых уровнях мощности, когда мало взаимовлияние различных областей активной зоны.

Первая крупная авария, связанная с высокой неустойчивостью полей энерговыделений по объему активной зоны РБМК-1000, произошла уже в 1975 г. на 1-ом блоке Ленинградской АЭС. Во время вывода в ремонт одного из турбогенераторов ТГ-1 по ошибке был отключен и ТГ-2, что привело к срабатыванию АЗ. После вывода реактора на мощность сработала АЗ по сигналу сильного перекоса нейтронного поля, вызванного ручным регулированием уровней в барабан - сепараторах, расходами питательной воды, что вызвало «броски» холодной воды на половинах реактора. При этом из-за отравления ксеноном критичность была достигнута не во всем объеме активной зоны, а только в некоторой его части. Вследствие больших линейных нагрузок на ТВЭЛЫ были повреждены 32 ТВС (по другим данным около 100 ТВС), а один ТК полностью разрушен. Реактор был аварийно остановлен при обнаружении запаривания реакторного пространства. По сценарию развития эта авария «очень» похожа на сценарий аварии на ЧАЭС, а более «тяжелых» последствий удалось избежать благодаря правильной конструкции стержней АЗ: длина графитового вытеснителя равна высоте активной зоны – поэтому исключен ввод положительной реактивности. Ленинградская АЭС находилась в ведении МСМ, поэтому информация об аварии 1975 г. осталась «невостребованной».

После аварии на 1-м энергоблоке Ленинградской АЭС были реализованы следующие мероприятия [3]:

внедрена 7 - 12-зонная система локального автоматического регулирования мощности и локальной аварийной защиты, работающая от внутризонных нейтронных датчиков;

на реакторах второго поколения увеличено со 179 до 211 количество стержней СУЗ путем их размещения вместо ТК в периферийной части активной зоны;

введен минимально допустимый запас реактивности в количестве 15 стержней СУЗ, эксплуатация реактора с меньшим запасом реактивности была запрещена;

введена автоматическая аварийная защита реактора по сигналу повышения давления в реакторном пространстве.

Таким образом, подводя промежуточный итог анализу физических недостатков РБМК-1000, можно констатировать, что удалось спроектировать, построить и эксплуатировать реактор, который имеет:

положительный эффект реактивности при обезвоживании контура многократной принудительной циркуляции теплоносителя (КМЩЦ);

положительный эффект реактивности при обезвоживании контура охлаждения ОР СУЗ;



положительный эффект реактивности при запаривании (вскипании теплоносителя) топливных каналов;

положительный эффект реактивности при вводе ОР СУЗ с верхних концевиков – «концевой эффект».

Уже после аварии на ЧАЭС в 1986 г. на трех РБМК-1000 были проведены экспериментальные измерения эффекта полного обезвоживания активной зоны в холодном состоянии, который составил  $4\beta$  [15].

Тем не менее НИИКИЭТ - главный конструктор РБМК - продолжает утверждать, что основной причиной аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС является «человеческий фактор» – перевод реактора перед испытаниями в нерегламентное состояние. При этом все-таки признает: «...Реактор оказался приведенным в нерегламентное... состояние, при котором проявились слабые стороны конструкции (большой положительный паровой коэффициент реактивности, недостаточная эффективность аварийной защиты...)» [3].

Для того чтобы завуалировать «основную» причину аварии на ЧАЭС, связанную с укорачиванием графитовых вытеснителей на 2,5 м (по 1,25 м вверху и внизу активной зоны) в докладе советской делегации [4] указано: «Принято решение переставить на действующих АЭС с реакторами РБМК концевые выключатели регулирующих стержней так, чтобы в крайнем положении все стержни были погружены в активную зону на глубину 1.2 м. Эта мера повышает скоростную эффективность защиты и устраняет возможность повышения размножающих свойств активной зоны в нижней ее части при движении стержня с верхнего концевика.»

На безопасность РБМК оказывают влияние и другие «особенности» РБМК, которые повлияли на ход аварии на ЧАЭС:

1. При положительном паровом коэффициенте реактивности обязательно должно быть реализовано формирование сигнала аварийной защиты при закрытии стопорных клапанов ТГ, так как, несмотря на то, что при этом давление в КМПЦ повышается, объем пара в ТК будет увеличиваться, а это положительный ввод реактивности.

2. Также к ошибке проекта можно отнести следующее: при «снятии» причины, по которой сформировался сигнал АЗ-5, происходит и прекращение выполнения защиты. Это же относится и к нажатию ключа АЗ-5 оператором, если оператор отпустил ключ АЗ-5, то движение ОР СУЗ вниз прекращается и это также могло иметь место во время аварии.

3. Для проведения анализа аварии на ЧАЭС важное значение имеет влияние эффекта Доплера, на который «возлагались» надежды. Но если проводить аналогии с хорошо исследованными для ВВЭР реактивностными авариями [17, 18], то можно сделать вывод, что в случае работы реактора на минимально-контролируемом уровне мощности, когда температура топлива близка к температуре теплоносителя, «наброс» нейтронной мощности, например при «выбросе» ОР СУЗ, в несколько раз превышает «наброс» нейтронной мощности при «выбросе» ОР СУЗ в случае, если реактор работал на номинальной мощности. Причина этого – температура топлива: для работы эффекта Доплера необходим нагрев топлива, а для этого необходимо время, которое характеризуется постоянной времени твэла. Для твэлов ВВЭР-1000 постоянная времени твэла  $\sim 4$  с, а для твэлов РБМК-1000  $> 12$  с [14, 19]. Поэтому влияние эффекта Доплера и ввод отрицательной реактивности при росте мощности в активной зоне РБМК-1000 будет несущественным, если он работает на малом уровне мощности (на начало аварии мощность застabilизирована на 200 МВт - 7 % номинальной). Тем более, ролью эффекта Доплера можно «пренебречь», если «практически мгновенный» ввод положительной реактивности составляет несколько долей запаздывающих нейтронов  $\beta$ .

На основании вышеизложенных данных о нейтронно-физических параметрах РБМК можно утверждать, что в сложившихся на момент аварии 26 апреля 1986 г. на ЧАЭС технологических условиях, не важно, что послужило первопричиной ввода положительной реактивности в нижней части активной зоны реактора. Наиболее вероятно, что рост мощности начался в результате роста паросодержания при падении расхода теплоносителя после начала выбега ТГ. Нажатие ключа АЗ-5 только «ускорило» процесс ввода положительной реактивности. Другая последовательность рассматриваемых процессов привела бы к аналогичной аварии.

В заключение проведем некоторое сравнение в работе СУЗ РБМК-1000 и ВВЭР-1000. Как отмечено в [20], в СУЗ РБМК-1000 при определении периода реактора используется логарифмический преобразователь, который практически безынерционно определяет период реактора и формирует сигналы соответствующих защит, что и отмечено в материалах расследования аварии на ЧАЭС, – операторы зафиксировали быстрое уменьшение периода реактора [1, 2]. В СУЗ ВВЭР-1000, оснащен-

ных аппаратурой контроля нейтронного потока (АКНП) АКНП-3 или АКНП-07, инерционность определения периода реактора составляет 10 - 15 с при измерении периода  $\sim 10$  с (постоянная канала измерения периода 3 - 5 с [21]), что не позволяет оперативно формировать защиты по периоду реактора. В АКНП-И (ИФ) было реализовано более оперативное определение периода реактора с инерционностью 0,4 с, что позволяет «своевременно» формировать сигнал АЗ при реактивных авариях [22].

Однако в соответствии с техническим решением [23] инерционность канала определения периода реактора в АКНП-И (ИФ) *необоснованно* увеличена до 4,2 с, что ухудшает требование к АЗ по быстрдействию, которое состоит в том, что чем быстрее при необходимости сформируется сигнал АЗ, тем безопаснее для реакторной установки.

Важным также является реализация в АКНП ВВЭР-1000 более детального контроля высотного распределения нейтронного потока, особенно на малых уровнях мощности, когда система внутриреакторного контроля еще не «работоспособна». Это позволит контролировать возможное двугорбое по высоте активной зоны распределение нейтронного потока, характерное для высоких выгораний топлива. О том, что это важно, видно на примере аварии на ЧАЭС, когда отсутствие высотного контроля поля энерговыделения на малых уровнях мощности (в измерительном канале АКНП РБМК-1000 одна камера по высоте активной зоны) не позволило своевременно не только сформировать сигналы защиты по мощности и скорости ее увеличения, но и даже зафиксировать их. Более того, разный характер изменения мощности в верхней и в нижней частях активной зоны РБМК-1000 на 4-м энергоблоке ЧАЭС оставил протекающие процессы без внимания, при этом интегральный сигнал ионизационной камеры в течение «нескольких» секунд уже развивающегося аварийного процесса «ничего» опасного не фиксировал.

Подводя общий итог рассмотрения параметров ядерной безопасности уран-графитовых реакторов, можно заключить, что переход от реакторов военного назначения ПУГР к энергетическим РБМК был проведен с существенным ухудшением ряда параметров ядерной безопасности, среди которых наиболее важные: положительный эффект реактивности по обезвоживанию (запариванию) ТК; положительный эффект реактивности по обезвоживанию каналов охлаждения ОР СУЗ; значительное увеличение количества зон возможной надкритичности в активной зоне.

В настоящее время на РБМК-1000, несмотря на ряд мероприятий, направленных на «исключение» положительных эффектов реактивности, положительные эффекты по «пару» и по обезвоживанию каналов ОР СУЗ продолжают оставаться в практике эксплуатации [24].

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Международное* агентство по атомной энергии. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1. Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-7. - Вена: МАГАТЭ, 1993. - С. 159.
2. *Разработка* полномасштабных математических моделей динамики АЭС с РБМК-1000 и анализ на их основе начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС / Совместный отчет ВНИИАЭС, КИЯИ и ИАЭ им. И. В. Курчатова. - Инв. № 07-282 1/89. - 1989.
3. *Канальный* ядерный энергетический реактор РБМК / М. А. Абрамов, В. И. Авдеев, Е. О. Адамов и др. / Под общей ред. Ю. М. Черкашова / М.: ГУП НИКИЭТ, 2006.
4. *Абалян А.А. и др.* Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия. Информация подготовлена для совещания экспертов МАГАТЭ (25 - 29 августа 1986 г., г. Вена. Обобщенный материал ГК ИАЭ СССР). - М., 1986.
5. *Круглов А.К.* Как создавалась атомная промышленность в СССР.- 2-е изд., исправл. - М.: ЦНИИАтоминформ, 1995. - 380 с.
6. *Стефенсон Р.* Введение в ядерную технику. Пер. с англ. Ю. В. Семенова, М. Г. Циммерман / Под ред. Д. И. Воскобойника. - М.: Гостехтеориздат, 1956. - 536 с.
7. *Федуленко В.М.* К истории промышленных энергетических уран-графитовых реакторов (История атомной энергетики Советского Союза и России) / Под ред. В. А. Сидоренко. - М.: ИздАТ, 2001. - 256 с.
8. *Кузнецов В. М.* Производственное объединение «Маяк» (Челябинск-65). История объединения. Основные производства. Хранение радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива // Радиационное наследие холодной войны / В. М. Кузнецов, А. Г. Назаров. - М.: Ключ-С, 2006. - С. 470 - 529.
9. *Алеева Т. Б.* Экспериментальное исследование загрязненности графитовых кладок промышленных реакторов продуктами деления и актиноидами: дис. ... канд. физ.-мат.наук. - НИЯУ «МИФИ», 2004.
10. *Выдающиеся* МИХМовцы в создании ядерного щита страны. Борис Горобец. <http://www.klaipeda1945.org/nashi-gosti/merkin-vladimir-iosifovich/>
11. *Вейнберг А., Вигнер Е.* Физическая теория ядерных реакторов. - М.: Изд-во иностр. лит., 1961. - 732 с.

12. *Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д. и др.* Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: учеб. пособие для вузов / Под ред. Г. А. Батя. - М.: Энергоиздат, 1982. - 511 с.
13. *Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б.* Теория ядерных реакторов. Т. 1. Элементарная теория реакторов: учебник для вузов. - М.: Атомиздат, 1978. - 400 с.
14. *Румянцев А.Н.* Чернобыль в 2009 году. <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=-1&mode=flat&order=1&sid=2842>
15. *Карпан Н.В.* Чернобыль. Месть мирного атома. 2006. <http://www.twirpx.com/file/121267/>.
16. *Письмо НИКИЭТ № 050-01/1124 от 02.02.1984.* По вопросу положительного выбега реактивности. [http://accident.ru/PS\\_letter.html](http://accident.ru/PS_letter.html)
17. *Абдуллаев А.М., Жуков А.И., Слепцов С.Н.* Трехмерный анализ аварии с выбросом ОР СУЗ в реакторе ВВЭР-1000 на номинальной мощности // Збірник з наукових праць СНУЯЕтаП. - 2011. - С. 7 - 15.
18. *Кучин А.В., Овдиенко Ю.Н., Халимончук В.А.* Консервативный анализ реактивностных аварий (RIA) с использованием модели пространственной кинетики // Ядерна та радіаційна безпека. - 2009. - № 4.- С. 10 - 22.
19. *Кузнецов И.А.* Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. Библиотека эксплуатационника АЭС (т. 17). - М.: Энергоатомиздат, 1987. - С. 171.
20. *Система управления и защиты реактора РБМК-1000.* Учеб. пособ. Ч. 1 / НП-УП-01.05.0211.01. ПО ЧАЭС, 1998. - 109 с.
21. *Отчет «О безопасности и устойчивости эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в динамических режимах со срабатыванием УПЗ (УРБ)».* - ОАО «ВНИИАЭС», 2008.
22. *Борисенко В.И.* Об особенностях формирования сигнала аварийной защиты при реактивностных авариях на ВВЭР-1000 // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2012. - Вип. 19. - С. 201 – 28.
23. *Отраслевое техническое решение. ОТР 1234.03.127-08. НАЭК «Энергоатом» «Об изменении алгоритма формирования сигнала АЗТ при УПЗ».* - 2008.
24. *Шелегов А.С., Лескин С.Т., Слободчук В.И.* Физические особенности и конструкция реактора РБМК-1000. Учеб. пособ. – М.: МИФИ, 2011. - 64 с.

#### В. И. Борисенко

*Институт проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна*

#### ПРО ЯДЕРНУ БЕЗПЕКУ УРАН-ГРАФІТОВИХ РЕАКТОРІВ

Розглядається історія розвитку в Радянському Союзі уран-графітового напрямку в ядерному реакторобудуванні, а також зміна параметрів ядерної безпеки таких реакторів. Акцент у розгляді робиться на оцінці важливих для ядерної безпеки параметрах різних поколінь уран-графітових реакторів, починаючи з реактора Ф-1, далі з промислових уран-графітових реакторів (ПУГР) і закінчуючи реакторами великої потужності каналними (РВПК). Для кожного типу уран-графітових реакторів проведено дослідження залежності ефективного коефіцієнта розмноження від кроку паливної решітки та кількості водяного теплоносія в паливних каналах. На простій моделі активної зони РВПК показано неприпустимо велике значення ефекту реактивності при осушенні або запарюванні паливних каналів. Проведено визначення кількості локальних критичних мас в уран-графітових реакторах та їхній вплив на роботу реактора на малих рівнях потужності, коли взаємний вплив локальних критичних мас (об'ємів) незначний і це призводить до виникнення в активній зоні локальних зон із надкритичністю. Розглянуто й помилку проекту РБМК щодо конструкції графітових витискувачів, яка є важливим чинником у розвитку аварійного процесу 26 квітня 1986 р. на ЧАЕС.

*Ключові слова:* ядерна безпека, промисловий уран-графітовий реактор, реактор великої потужності каналний, ефекти реактивності, період реактора, аварійний захист.

#### V. I. Borysenko

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine*

#### ABOUT NUCLEAR SAFETY OF URANIUM-GRAPHITE REACTORS

The article discusses the history of the Soviet Union uranium-graphite trends in nuclear reactors, and changing the parameters of nuclear safety of these reactors. The emphasis in the hearing on the assessment of important nuclear safety parameters of the different generations of uranium-graphite reactors, starting with the Ф-1 reactor, hereinafter - Industrial uranium-graphite reactors (PUGR), and ending with high power channel reactors (RBMK - Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor). For each type uranium-graphite reactors studied dependence of the effective multiplication factor of the fuel lattice pitch and the amount of water coolant in the fuel channels. In a simple model of the RBMK reactor core is shown unacceptably large reactivity effect of hardening in drying or fuel channels. A

determination of the number of local critical mass in the uranium-graphite reactors and their impact on the operation of the reactor at low power levels when the mutual influence of the local critical mass (volume) is small, and this leads to the emergence in the core areas of local criticality. It is considered an error and the project for the construction of the RBMK graphite displacer, which is an important factor in the development of emergency April 26 1986 of the Chernobyl.

*Keywords:* nuclear safety, Industrial Uranium-Graphite Reactor, Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor, reactivity effects, SCRAM.

## REFERENCES

1. *The International Atomic Energy Agency. The Chernobyl accident: addition to INSAG-1. Safety Series number 75-INSAG-7. IAEA, Vienna, 1993, p 159. (Rus)*
2. *Development of full-scale mathematical models of the dynamics of nuclear power plants with RBMK-1000 and analysis on the basis of the initial stage of the Chernobyl accident / Joint Report VNIIAES, the Kurchatov Institute of Atomic Energy and Kiev INR, 1989, Inv. № 07-282 1/89. - 1989. (Rus)*
3. *The channel of RBMK nuclear power reactor / M. A. Abramov, V. I. Avdeev, E. O. Adamov et al. / Ed. by Yu. M. Cherkashova. - Moskwa: NIIKIET, 2006. (Rus)*
4. *Abagyan A.A. et al. The Chernobyl accident and its consequences. Information prepared for the meeting of experts of the IAEA (25 - 29 August 1986 in Vienna. The compilation of the GK IAE of the USSR. - Moskwa, 1986. (Rus)*
5. *Kruglov A.K. How did the nuclear industry in the SSSR, 2nd ed., revised edition - Moskwa: TsNIIatominform, 1995. - 380 p. (Rus)*
6. *Stephenson R. Introduction to nuclear engineering. Trans. from English. / Y. Semenov, M. G. Zimmermann / Ed. by D. I. Voskoboynik. - Moskwa: Gostehteorizdat, 1956. - 536 p. (Rus)*
7. *Fedorenko V.M. On the history of industrial energy uranium-graphite reactors (The history of nuclear power of the Soviet Union and Russia) / Ed. by V. A. Sidorenko. - Moskwa: IzdAT, 2001. - 256 p. (Rus)*
8. *Kuznetsov V.M. Production Association "Mayak" (Chelyabinsk-65). The history of the association. Basic production. Storage of radioactive waste and spent nuclear fuel // Radiation Legacy of the Cold War / V. M. Kuznetsov, A. G. Nazarov. - Moskwa: Key-C, 2006. - P. 470 - 529. (Rus)*
9. *Aleeva T.B. Experimental investigation of contamination of graphite stacks in industrial reactors of fission products and actinides / PhD Thesis. Phys-mat.nauk. - NRNU "MIFI", 2004. (Rus)*
10. *Outstanding MIHNovtsy in creating a nuclear shield. Boris Gorobets <http://www.klaipeda1945.org/nashi-gosti/merkin-vladimir-iosifovich/>*
11. *Weinberg A., Wigner E. Physical theory of nuclear reactors. - Moskwa: Foreign Literature Publishing House, 1961. - 732 p.*
12. *Bartlomiej G.G., Bat G.A., Baybakov V.D. et al. Basic theory and methods for calculation of nuclear power reactors. - Moskwa: Energoizdat, 1982. - 511 p. (Rus)*
13. *Feinberg S.M., Shikhov S.B., Trojanskiy V.B. The theory of nuclear reactors. Vol. 1. The elementary theory of the reactors. The textbook for high schools. - Moskwa: Atomizdat, 1978. - 400 p. (Rus)*
14. *Rumyantsev A.N. Chernobyl in 2009. <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=-1&mode=flat&order=1&sid=2842>*
15. *Karpan N.V. Chernobyl. Revenge of the peaceful atom. 2006. <http://www.twirpx.com/file/121267/>.*
16. *Letter NIIKIET № 050-01 / 1124 of 02.02.1984. On the issue of positive run-reactivity. [http://accidont.ru/PS\\_letter.html](http://accidont.ru/PS_letter.html)*
17. *Abdullayev A.M., Zhukov A.I., Sleptsov S.N. Three-dimensional analysis of the accident with emission control rods in the reactor VVER-1000 at nominal power // Zbirnyk z Naukovych Pratz SNUYAEtaP. - 2011. - P. 7 - 15. (Rus)*
18. *Kuchin A.V., Davidenko Y.N., Halimonchuk V.A. Conservative analysis of reactivity accidents (RIA) using a model of spatial kinetics // Yaderna ta radiatsiyna bezpeka. - 2009. - № 4.- P. 10 - 22. (Rus)*
19. *Kuznetsov I.A. Emergency and transitional processes in fast reactors. Library of NPP operator (Vol. 17). - Moskwa: Energoatomizdat, 1987. - 171p. (Rus)*
20. *The system of control and protection of the RBMK-1000. Textbook. Part 1 / НИ-УП-01.05.0211.01. ПО ЧНПП. 1998. - 109 p. (Rus)*
21. *Technical Report "On the safety and stability of NPPs with VVER-1000 under dynamic conditions with operation of AUU". - ОАО «VNIIAES», 2008. (Rus)*
22. *Borysenko V.I. About features of the formation of signal emergency protection in reactivity accidents in VVER-1000 // Problems of nuclear power plants and of Chornobyl. - 2012. - Iss. 19. - P. 20 - 28). (Rus)*
23. *Branch solution. OTR 1234.03.127-08. NAEC "Energoatom" «On the change of the signal algorithm AZT at AUU». - 2008. (Rus)*
24. *Shelegov A.S., Leskin S.T., Slobodchuk V.I. Physical features and design of the RBMK-1000 reactor. Textbook. - Moscow Engineering Physics Institute, 2011.- 64 p. (Rus)*

Надійшла 26.01.2016