

ЭСКИЗНОЕ ЭКСПРЕСС-МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНЫХ ЗОН ПЛАВУЧИХ ОБЪЕКТОВ С ЯЭУ

В.И. Королёв

*ФГБОУ ВО «ГУМРФ им. адмирала С.О. Макарова»
198035, г. Санкт-Петербург, ул. Двинская, 5/7*



В настоящее время на ОАО «Балтийский завод» построен и транспортирован на место дислокации в г. Певек атомный плавучий энергоблок (ПЭБ) «Академик Ломоносов» – проект 20870. Здесь же строятся и находятся на различной фазе готовности три универсальных атомных ледокола (УАЛ) проекта 22220 («Арктика», «Сибирь», «Урал»). Принято решение о строительстве ещё более мощного атомного ледокола «Лидер». На атомных ледоколах устанавливаются интегральные реакторы, разработанные АО «ОКБМ Африкантов», и используются новые кассетные активные зоны, которые ранее не применялись на плавучих объектах (ПО). Требуется значительный объём предварительных расчётов для получения наиболее целесообразных характеристик этих активных зон. В работе предлагается экспресс-методика для моделирования активных зон плавучих объектов с различными эксплуатационно-конструктивными характеристиками. Данная методика может быть использована при эскизном проектировании. Методика основана на применении безразмерного комбинированного параметра, предложенного автором в [2]. Приводится номограмма для моделирования основных характеристик активных зон для плавучих объектов с ЯЭУ. Анализируются восемь вариантов кассетных активных зон, которые можно разместить в транспортных реакторах, имеющих блочную или интегральную компоновки.

Ключевые слова: активная зона, энергозапас, энергоресурс, безразмерный комбинированный параметр, ядерное топливо, глубина выгорания, продукты деления, твэл, топливная матрица, двуокись урана, компенсатор распухания, герметичность оболочек, эффективная кампания, загрузка топлива, пристенное кипение.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие активных зон (АЗ) для ПО с ЯЭУ прошло два больших этапа, отличающихся подходами к проектированию, которые были продиктованы потребностью времени. На рисунке 1 показана схема, поясняющая основные требования к АЗ ПО с ЯЭУ и взаимосвязь между ними.

На первом этапе ставилась задача создать компактную АЗ большой мощности, в первую очередь, для нужд ВМФ Советского Союза. Получение необходимых характеристик достаточно долго реализовывалось, поскольку высокая тепловая энерго-

напряжённость АЗ $\sim 165 \text{ МВт/м}^3$ (КЛТ-40) не позволяла обеспечить ей требуемую надёжность. Отметим, что тепловая энергонапряжённость активных зон для стационарных реакторов составляла $\sim 80 \text{ МВт/м}^3$ (ВВЭР-440) и $\sim 110 \text{ МВт/м}^3$ (ВВЭР-1000).



Рис. 1. Схема основных требований к активным зонам ПО с ЯЭУ и внутренних взаимосвязей между ними для судов, построенных с 1975 по 2007 гг. (проекты 1052, 10521, 10580), и современных судов (проекты 20870 ПЭБ, 22220 УАЛ)

Трудно решались вопросы сохранения герметичности оболочек твэлов. Дополнительной проблемой, связанной с высокой энергонапряжённостью судовых АЗ, было поверхностное кипение теплоносителя на оболочках твэлов при мощностях более 60% от номинальной. С данным явлением увязывалась причина «нодульной (очаговой) коррозии» циркониевых оболочек твэлов [1], приводящей к их разрушению. Потребовался длительный период совершенствования, чтобы добиться приемлемых результатов по надёжности АЗ. В итоге требования по сближению энергоресурса и энергозапаса АЗ были удовлетворены за счёт варьирования конструктивно-эксплуатационных характеристик.

На втором этапе принципиальный подход был изменён, так как АЗ были ориентированы, в основном, на гражданские плавучие объекты, и появилась возможность их продвигать на международный рынок (путь на глобализацию российских ядерных технологий, провозглашённый ГК «Росатом»). В дальнейшем разработчикам и изготовителям АЗ была поставлена задача добиться для них более высоких показателей надёжности и увеличенного энергозапаса. При этом уже жёстко не ставилась цель по обеспечению компактности АЗ. Кроме того, потребность нынешнего времени поставила цель обеспечить международное признание российских транспортных АЗ. Поэтому новые АЗ были существенно доработаны. С появлением моноблочной (интегральной) компоновки РУ (проект 22220) представилась возможность некоторого увеличения размеров АЗ и повышения их энергозапаса. Учитывая опыт длительного совершенствования АЗ первого этапа развития, следует ожидать аналогичной ситуации и для АЗ второго этапа. Автор предлагает методику для экспресс-моделирования АЗ, отличающихся конструктивно-эксплуатационными показателями.

МЕТОДЫ И МАТЕРИАЛЫ

Для увеличения энергозапаса и энергоресурса транспортных активных зон требуются варианты проработки конструктивно-эксплуатационных параметров активных зон. Определённое влияние на сохранение герметичности оболочек твэлов оказывают максимальная плотность теплового потока в активной зоне q_s^{\max} и максимальное удельное накопление продуктов деления в дисперсионном топливе $g_{\text{пд}}^{\max}$. Самостоятельное значение может иметь комбинация перечисленных параметров. Например, отношение $\xi = q_s^{\max} / g_{\text{пд}}^{\max} [\text{МВт} \cdot \text{см}^3 \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{г}^{-1}]$ характеризует, с одной стороны, тепловую энергонапряжённость АЗ, с другой – энергозапас по объёму загруженного топ-

лива и энергоресурс по надежности оболочек твэлов. Рост величины этого отношения может достигаться за счет повышения энергонапряженности АЗ и снижения надежности оболочек твэлов из-за возрастания вероятности разгерметизации или возрастания объема АЗ при достигнутой глубине выгорания. Формально можно считать, что для наметившихся тенденций проектирования и строительства АЗ в будущем значение ξ будет стремиться к снижению: для АЗ действующих атомных ледоколов (первый этап развития) $\xi = 1,9 - 2,0$; для активных зон ПЭБ («Академик Ломоносов») $\xi = 1,3$ и УАЛ («Арктика») $\xi = 0,58$ (второй этап развития) [3].

Второй этап развития активных зон связан также с определенными тенденциями [3]:

- снижение удельной энергонапряженности активной зоны, МВт/м³;
- снижение удельного теплового потока в активной зоне, МВт/м²;
- увеличение теплообменной поверхности твэлов, м²;
- увеличение объема активной зоны, м³;
- увеличение эффективной кампании, ч;
- увеличение удельного накопления продуктов деления, г/см³.

В [2, 4, 5] предложен безразмерный комбинированный параметр, включающий в себя важнейшие конструктивные и эксплуатационные характеристики АЗ, непосредственно связанный с надежностью активной зоны (энергоресурсом) и конструкцией твэлов. Данный параметр можно использовать для предварительного анализа новых технических решений при моделировании активных зон для плавучих объектов (ПО) с ЯЭУ:

$$Kr = 4\langle k \rangle \xi T_{эф} / d_{ТВЭЛ} \quad (1)$$

где $\langle k \rangle$ – средний удельный расход делящихся нуклидов за кампанию активной зоны, г/(МВт·сут.)

Для реакторов на тепловых нейтронах вероятность захвата теплового нейтрона U-235 без деления составляет ~ 0,15, т.е. на каждые пять – шесть разделившихся ядер U-235 рождается ядро неделящегося изотопа U-236, образование которого означает потерю делящегося ядра без энерговыработки. Вероятность превращения Pu-239 в неделящийся изотоп Pu-240 составляет 0,26. Таким образом, наличие конкурирующих с делением реакций радиационного захвата неизбежно приводит к неэффективному увеличению удельного расхода делящихся нуклидов. В соответствии со сказанным, в реакторах на тепловых нейтронах $\langle k \rangle = 1,20 - 1,22$ г/(МВт·сут) [9].

В качестве иллюстрации на рис. 2 представлена графоаналитическая модель выгорания ядерного топлива в зависимости от энерговыработки активной зоны и условий её эксплуатации. В процессе выгорания топлива уменьшается масса исходного делящегося изотопа U-235 (кривая AC) и при этом нарастает масса воспроизведённого делящегося изотопа Pu-239 (кривая ON). Количество образовавшихся делящихся изотопов плутония зависит от общей энерговыработки активной зоны и интегрального коэффициента воспроизводства вторичного топлива.

При глубоком выгорании ЯТ концентрации урана-235 и плутония-239 почти в равной степени обеспечивают энерговыделение в реакторе [9]. В пересечении кривых AC и ON определяется равновесная масса исходного и воспроизведённого топлива ΔG_p .

Наибольший темп накопления осколков деления происходит при работе реактора на номинальной мощности – кривая OD, и энергозапас при этом расходуется наиболее быстро – эффективная кампания $T_{эф}$.

Поддержание реактора в критическом состоянии осуществляется вплоть до пересечения качественной кривой изменения суммарной массы делящихся нуклидов – AB с качественной кривой накопления осколков деления в АЗ при работе реактора на номинальной мощности и нормальных теплофизических параметрах АЗ – OD в точке 1. Энерговыработка при этом составит $W_{p,0}$ – расчетный энергозапас АЗ.

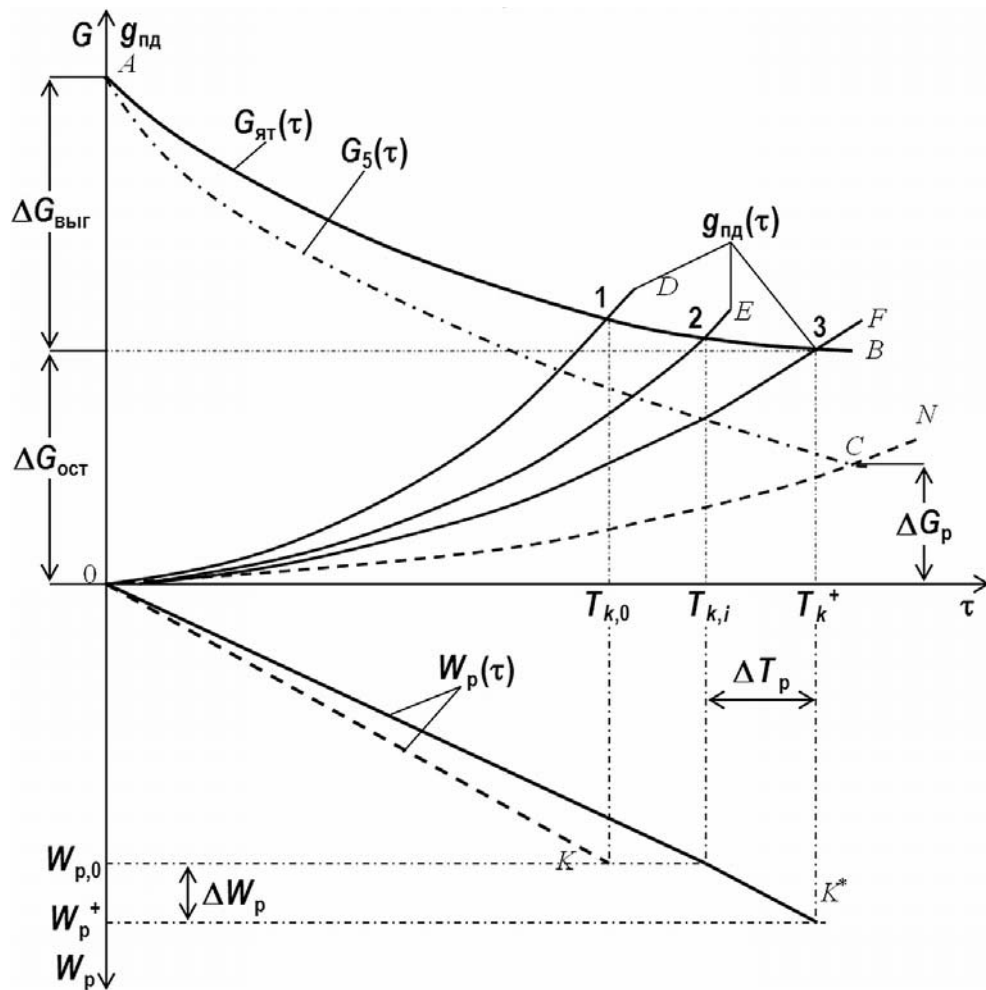


Рис. 2. Графоаналитическая модель выгорания ядерного топлива в зависимости от энерговыработки активной зоны и условий её эксплуатации: кривая AC — изменение массы исходного изотопа U-235; кривая ON — нарастание масса воспроизведённого изотопа Pu-239; ΔG_p — равновесная масса исходного и воспроизведённого топлива; точка 1 — накопления осколков деления в АЗ при работе реактора на номинальной мощности и нормальных теплофизических параметрах АЗ; точка 3 — накопление осколков деления при работе АЗ на мощности меньше номинальной и изменении теплофизических параметров АЗ — кривая OF

Если, например, снизить среднюю температуру теплоносителя, то можно увеличить общую энерговыработку до величины W_p^+ . Реактор поддерживается в критическом состоянии вплоть до пересечения кривой AB с кривой накопления осколков деления при работе активной зоны на мощности меньше номинальной и изменении теплофизических параметров АЗ — OF в точке 3 на рис. 2. Характер развития процессов, показанных на рисунке, качественно совпадает с машинными расчётами нейтронно-физических характеристик по выгоранию ядерного топлива в судовых реакторах. При этом при разработке графоаналитической модели не ставилась цель показать численные значения.

Для транспортных активных зон определяется средний удельный расход U-235 за кампанию активной зоны — $\langle k \rangle^* = G_5^0 / W_{p,0}$, г/(МВт·сут) ($\langle k \rangle^* = 1,86 - 2,1$), где G_5^0 — начальная весовая загрузка активной зоны U-235.

Безразмерный комбинированный параметр для транспортных активных зон может быть также определён из выражения

$$Kr = [1 - 2\langle \delta_{об} \rangle]^2 (1 - k_{кр}^2), \quad (2)$$

где $k_{кр} = \langle d_{кр} \rangle / (1 - 2\langle \delta_{об} \rangle)$ – поправочный коэффициент, учитывающий наличие компенсатора распухания (КР) в дисперсной топливной композиции; $\delta_{об}$ – толщина оболочки твэла; $\langle \delta_{об} \rangle = \delta_{об} / d_{ТВЭЛ}$ – относительная толщина оболочки твэла; $\langle d_{кр} \rangle = d_{кр} / d_{ТВЭЛ}$ – относительный эквивалентный диаметр компенсатора распухания; $d_{ТВЭЛ}$ – диаметр твэла.

Величина параметра Kr зависит только от особенностей конструкции твэлов, используемых в данной АЗ. Значение Kr прямо пропорционально диаметру твэла и обратно пропорционально толщине оболочки твэла и объёму, занимаемому компенсатором распухания (КР), т.е., фактически, чем больше площадь сечения топливной композиции в общем сечении твэла, тем выше значение параметра Kr .

Применение в практике проектирования безразмерного параметра Kr позволяет на предварительном этапе (эскизный проект) решать различные задачи по оптимизации конструкции АЗ. Параметр Kr можно считать критерием подобия для некоторой совокупности активных зон, в которых используются стержневые твэлы. Увеличение значения параметра Kr , при прочих равных условиях, указывает на увеличение относительного объёма топливной композиции и загрузки урана в твэл (в широком смысле ураноёмкости). По сути своей, в гетерогенных АЗ всегда $Kr < 1$. В гомогенных активных зонах $Kr = 1$, поскольку оболочка и другие конструктивные элементы твэлов отсутствуют. Обычно для повышения надёжности твэлов в гетерогенной АЗ приходится идти на снижение величины Kr , т.е. загрузки урана в твэлы (установка в твэл КР, введение зазора между оболочкой и топливом и т.д.). В этом плане безразмерный параметр Kr можно считать параметром гомогенизации твэла. Если в твэле значительная часть площади сечения занята конструктивными элементами, то величина параметра Kr будет уменьшаться.

Для твэла круглого сечения с диаметром оболочки $d_{об}^{ТВЭЛ} = 5,8$ мм и толщиной стенки оболочки $\delta_{об} = 0,5$ мм параметр $Kr = 0,685$. Если используется твэл крестообразного сечения с аналогичной площадью сечения по топливу, $d_{об}^{ТВЭЛ} = 7$ мм, $\delta_{об} = 0,5$ мм, то $Kr = 0,735$. Введение в твэл КР снизило его ураноёмкость и значение Kr . При $d_{об}^{ТВЭЛ} = 5,8$ мм, $\delta_{об} = 0,5$ мм и диаметре компенсатора распухания $d_{кр} = 3,7$ мм значение Kr снижается до 0,4. Для твэлов с зазором между оболочкой и керамическими топливными элементами при $d_{об}^{ТВЭЛ} = 9,1$ мм, $\delta_{об} = 0,65$ мм, толщине зазора $\delta_{зая} = 0,125$ мм, диаметре внутреннего отверстия $d_{отв} = 1,4$ мм величина $Kr = 0,67$.

В целом с увеличением диаметра оболочки значение параметра Kr будет возрастать и тем больше, чем меньше диаметр компенсатора распухания в транспортных АЗ (от 0,35 до 0,85) и в стационарных АЗ соответственно с уменьшением диаметра отверстия в топливных элементах (от 0,57 до 0,8) [3].

Чем больше параметр Kr при заданном диаметре оболочки твэла, тем твэл технически более совершенен при условии обеспечения необходимой надёжности. Поскольку в гетерогенных АЗ невозможно отказаться от оболочек, то для увеличения Kr необходимо снижать толщину оболочки, уменьшать зазор между оболочкой и топливным элементом, отказываться от КР и внутреннего отверстия. Но тогда необходимы другие технические решения по обеспечению надёжной работы твэлов при выработке назначенного энергоресурса. Одним из возможных решений может быть применение топлива с самокомпенсацией объёма и пластичной оболочкой.

В Национальной ядерной лаборатории Великобритании NNL проведен анализ перспективных материалов для топливных оболочек. Рассмотрено пять основных видов материалов топливных оболочек с разной степенью готовности к промышленному освоению: усовершенствованные циркониевые сплавы; стали ферритные и мартенситные; жаропрочные сплавы на основе никеля, ванадия и хрома; тугоплавкие сплавы на осно-

ве ниобия, тантала, молибдена и вольфрама; на керамической основе, включающие в себя волокнистые композиты на основе карбида кремния; МАХ-керамики и карбида циркония [3].

Выражения (1), (2) можно использовать для определения требуемого диаметра оболочки твэла в метрах [3]. После преобразования получим

$$d_{об}^{ТВЭЛ} = 0,5 \left[A + 4\delta_{об} + \sqrt{A(A + 8\delta_{об})} \right], \quad (3)$$

где $A = 4\langle k \rangle \xi T_{эф} / (1 - k_{кр}^2)$ – комплексный показатель, м.

При экспресс-моделировании активных зон для транспортных реакторов необходимо установить связь между конструктивными характеристиками АЗ (описанный диаметр и высота), загрузкой ядерного топлива, количеством твэлов и т.д. с эксплуатационными показателями – максимальной плотностью теплового потока, максимальным удельным накоплением продуктов деления (характеристическим отношением), эффективной кампанией, а также особенностью конструкции твэлов. Отмеченные эксплуатационные показатели входят в состав комплексного показателя A , и его можно использовать в качестве аргумента при предварительной оценке конструктивных характеристик активных зон.

В соответствии с [3] диаметр активной зоны в метрах можно найти из соотношения

$$D_{аз} = k_d^* \sqrt[3]{Q_{p,0} k_v^q d_{ТВЭЛ} / q_s^{\max}}, \quad (4)$$

где $Q_{p,0}$ – номинальная мощность РУ, МВт; $k_d^* = [k_s k_\sigma (1 + \omega) / (\pi m)]^{1/3} = [k_{яч} k_\sigma / (\pi m)]^{1/3}$ – коэффициент, учитывающий конструктивные особенности АЗ: k_s – коэффициент учёта увеличения площади ячейки из-за наличия оболочек твэлов, кожухов ТВС, выгорающего поглотителя, стержней-поглотителей системы СУЗ, стержней РИН и ПИН ($k_s = 1,3 - 1,5$); $k_\sigma = 1 - 4\langle \delta_{об} \rangle + 4\langle \delta_{об} \rangle^2 - \langle d_{кр} \rangle^2$ – доля сечения твэла занятая топливной композицией ($k_\sigma = 0,5 - 0,6$); k_v^q – объемный коэффициент неравномерности энерговыделения; ω – отношение площади сечения замедлителя к площади топливной композиции в поперечном сечении элементарной ячейки (для гетерогенных реакторов варьируется в пределах от двух до четырёх).

Если принять $\delta_{об} = 0,5 \cdot 10^{-3}$ м, то с учётом (3) выражение (4) можно преобразовать к виду

$$D_{аз} = 7,94 \cdot 10^{-2} k_d^* \sqrt[3]{F_{ТВЭЛ}^\Sigma [2 + A + \sqrt{A(A + 4)}]}, \quad (5)$$

где $F_{ТВЭЛ}^\Sigma = Q_{p,0} k_v^q / q_s^{\max}$ – суммарная площадь поверхности теплообмена твэла.

Начальная весовая загрузка активной зоны У-235 с учётом выражения (3) при $\delta_{об} = 0,5 \cdot 10^{-3}$ м может быть представлена в виде

$$G_5^0 = 0,125 \cdot 10^{-3} \gamma_5^{\text{TM}} F_{ТВЭЛ}^\Sigma k_\sigma [2 + A + \sqrt{A(A + 4)}], \quad (6)$$

где $\gamma_5^{\text{TM}} = (M_5 / M_{\text{ТЭ}}) z_5 \gamma_{\text{ТЭ}} b_{\text{ТЭ}}$ – удельная масса У-235 в единице объёма топливной матрицы, кг/м³; M_5 , $M_{\text{ТЭ}}$ – молекулярный вес соответственно У-235 и топливных элементов; $b_{\text{ТЭ}}$ – объёмная доля топливных элементов в дисперсионной топливной композиции; z_5 – обогащение топлива ураном-235; $\gamma_{\text{ТЭ}}$ – удельный вес топливных элементов (двуокись урана или интерметаллид урана).

В АЗ судовых реакторов первого этапа развития [3] в качестве топливных элементов использовался интерметаллид урана – $\text{U}(\text{Al}_4\text{Si})_3$, диспергированный в матрицу из силумина. Молекулярная масса интерметаллида урана составляет

$$M_{\text{иму}} = z_5 \cdot M_5^{\text{иму}} + (1 - z_5) \cdot M_8^{\text{иму}} = z_5 \cdot 643 + (1 - z_5) \cdot 646. \quad (7)$$

В новых АЗ предполагается использовать в качестве топливных элементов двуокись

урана. Её молекулярная масса может быть определена из выражения

$$M_{\text{ду}} = z_5 \cdot M_{\text{ду}}^5 + (1 - z_5) \cdot M_{\text{ду}}^8 = z_5 \cdot 267 + (1 - z_5) \cdot 270. \quad (8)$$

В соответствии с требованием МАГАТЭ о нераспространении ядерного оружия, обогащение ядерного топлива активных зон U-235 ограничено величиной $z_5 = 0,2$. Данное требование распространяется на АЗ второго этапа развития [3]. Тогда молекулярная масса интерметаллида урана и двуокиси урана в соответствии с выражениями (7), (8) составят 645,4 и 269,4 соответственно. Таким образом, использование керамических топливных элементов (UO_2) позволяет увеличить загрузку U-235 при прочих равных условиях в 2,4 раза по сравнению с интерметаллидным топливом.

В одном стержневом цилиндрическом твэле можно разместить некоторую массу топлива, для оценки которой используется выражение

$$M_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{ЯТ}} = 0,785 \cdot 10^{-6} \gamma_5^{\text{ТМ}} k_{\sigma} H_{\text{аз}} \left\{ 0,5 \left[A + 4\delta_{06} + \sqrt{A(A + 8\delta_{06})} \right] \right\}^2. \quad (9)$$

С учётом выражений (6), (9) количество твэлов, которое необходимо загрузить в активную зону, оценивается по формуле

$$n_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma} = 0,637 \cdot 10^3 F_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma} / \left\{ H_{\text{аз}} [A + 2 + \sqrt{A(A + 4)}] \right\}, \quad (10)$$

где $H_{\text{аз}}$ – высота активной зоны.

Количество ТВС, размещаемых в АЗ, зависит от диаметра АЗ, количества узлов в ТВС, количества и особенностей размещения элементов, находящихся в её составе (твэлов, ТВС, стержней с выгорающим поглотителем, стержней-поглотителей системы СУЗ, стержней РИН и ПИН), а также соотношения между площадями сечения замедлителя и топливной композиции в поперечном сечении элементарной ячейки. Количество ТВС можно оценить по формуле

$$n_{\text{ТВС}} = D_{\text{аз}}^2 / (k_{\text{яч}} k_{\sigma} \langle k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} \rangle d_{\text{ТВЭЛ}}^2 n_{\text{уз}}^{\text{ТВС}}), \quad (11)$$

где $n_{\text{уз}}^{\text{ТВС}}$ – количество узлов в ТВС (выбираются из дискретного ряда 61, 91, 127, 169, ...); $\langle k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} \rangle$ – средний коэффициент заполнения ТВС твэлами (для АЗ первого этапа $k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} = 0,84 - 0,87$ и второго этапа – $k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} = 0,81 - 0,83$).

РЕЗУЛЬТАТЫ

На рисунке 3 показана номограмма для моделирования основных характеристик АЗ для ПО с ЯЭУ. При построении номограммы были использованы формулы (5), (6), (10). При этом были приняты фиксированные значения для ряда величин, входящих в формулы, таких как $H_{\text{аз}}$, m , z_5 , $k_{\text{яч}}$, k_d^* , k_{σ} , $b_{\text{ТЗ}}$, $\langle k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} \rangle$. При моделировании АЗ с использованием диаграммы следует вводить поправки на изменение значений вышеприведенных величин. С учётом поправок формулы (5), (6), (10) приводятся к виду

$$D_{\text{аз}} = D_{\text{аз}}^{(\text{А})} k_n^{d^*}, \quad (12)$$

$$G_5^0 = k_n^{\text{им}} k_n^z k_n^b k_n^{k\sigma} G_5^{0(\text{А})}, \quad (13)$$

$$n_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma} = n_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma(\text{А})} / k_n^H. \quad (14)$$

Можно дополнительно оценить необходимое обогащение топлива z_5 , объём топливной матрицы $V_{\text{ТМ}}$, количество ТВС, загружаемых в АЗ, $n_{\text{ТВС}}$ и расчётный энергозапас активной зоны $W_{\text{р,0}}$:

$$z_5 = 0,3436 \cdot 10^{-3} G_5^0 / (k_n^H k_n^b k_n^{k\sigma} k_n^{\text{им}} d_{\text{ТВЭЛ}}^2 n_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma}), \quad (15)$$

$$V_{\text{ТМ}} = 0,518 k_n^H k_n^{k\sigma} d_{\text{ТВЭЛ}}^2 n_{\text{ТВЭЛ}}^{\Sigma} \text{ м}^3, \quad (16)$$

$$n_{\text{ТВС}} = D_{\text{аз}}^2 / (2,78 k_n^{\text{яч}} k_n^{k\sigma} \langle k_{\text{зап}}^{\text{ТВЭЛ}} \rangle d_{\text{ТВЭЛ}}^2 n_{\text{уз}}^{\text{ТВС}}), \quad (17)$$

$$W_{p,0} = Q_{p,0} \cdot A(1 - k_{кр}^2) \cdot 10^3 / (0,203\xi), \text{ МВт}\cdot\text{ч}, \quad (18)$$

где $D_{аз}^{(д)}$, $G_5^{0(д)}$, $n_{ТВЭЛ}^{\Sigma(д)}$ – определенные по диаграмме соответственно описанный диаметр АЗ, м; начальная загрузка U-235, кг; количество твэлов в АЗ; $k_n^{d*} = (k_n^{яч} k_n^{к\sigma} / k_n^m)$ – поправка на диаметр АЗ; $k_n^{им} = 0,418$ – поправка на интерметаллид урана; $k_n^z = z_5 / 0,141$ – поправка на обогащение топлива U-235; $k_n^b = b_{тз} / 0,59$ – поправка на объемное содержание топливных элементов в топливной композиции; $k_n^{к\sigma} = \{1 - 4(\delta_{об}) + 4(\delta_{об})^2 - [k_{кр}(1 - 2(\delta_{об}))]^2\} / 0,55$ – поправка на долю сечения твэла, занятого топливной композицией; $k_n^{яч} = k_s(1 + \omega) / 6,16$ – поправка на сечение элементарной ячейки; $\langle k_n^{зап} \rangle = \langle k_{ТВЭЛ}^{зап} \rangle / 0,82$ – поправка на средний коэффициент заполнения ТВС твэлами; $k_n^H = H_{аз} / 1,2$ – поправка на высоту АЗ.

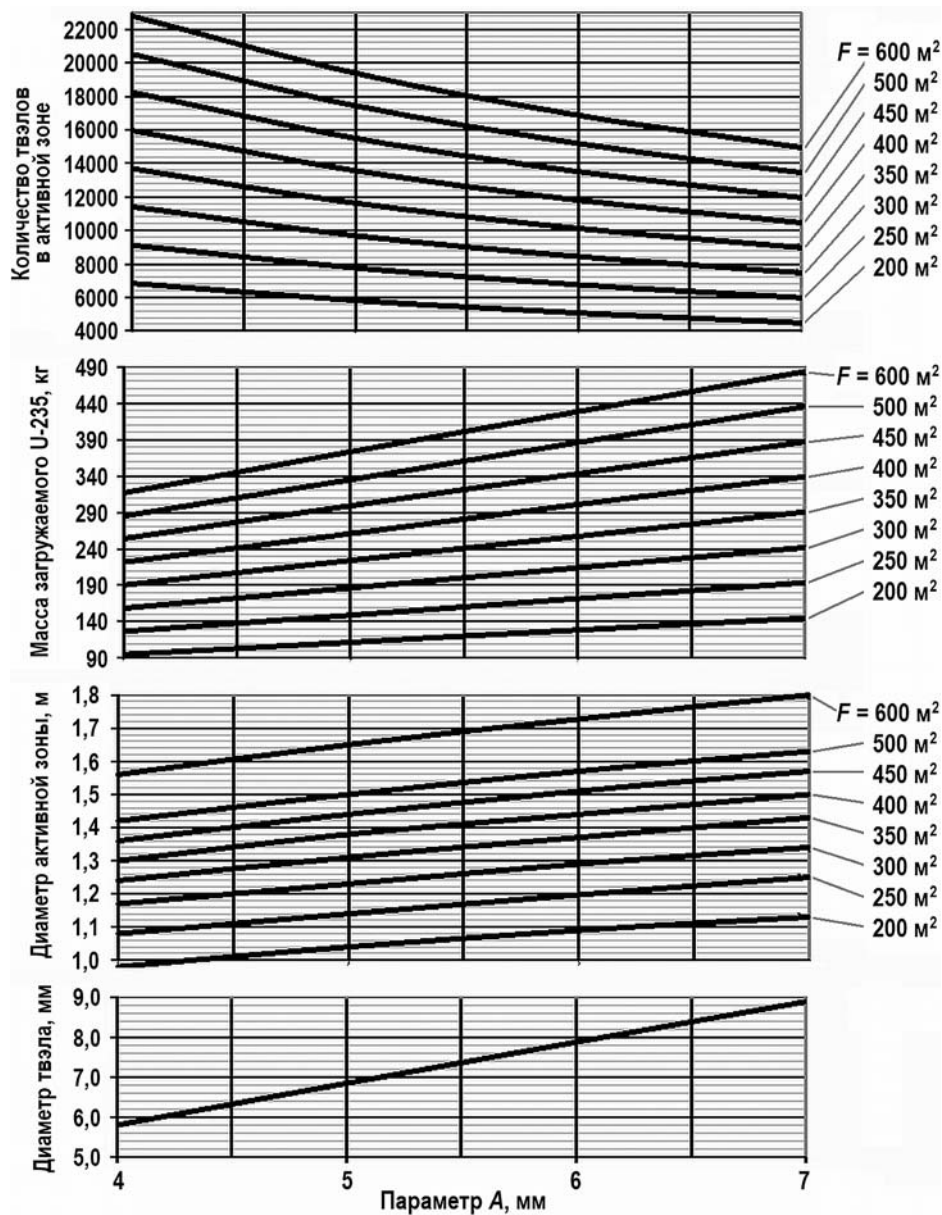


Рис. 3. Номограмма для эскизного моделирования основных конструктивно-эксплуатационных характеристик активных зон ЯЭУ ПО

В качестве примера рассматриваются восемь вариантов кассетных АЗ, которые можно разместить в транспортных реакторах, имеющих блочную и интегральную компоновки. Оценки выполнены с использованием номограммы для моделирования основных характеристик АЗ у ПО с ЯЭУ. Варьировались комплексный показатель A , диаметр твэла $d_{\text{ТВЭЛ}}$, номинальная тепловая мощность АЗ $Q_{p,0}$, максимальная плотность теплового потока q_s^{max} , характеристическое отношение ξ , расчетный энергозапас АЗ $W_{p,0}$, суммарная теплообменная поверхность твэлов АЗ $F_{\Sigma \text{ТВЭЛ}}$, описанный диаметр АЗ $D_{\text{аз}}$, обогащение топливных элементов U-235 z_5 , начальная загрузка U-235 G_5^0 , количество твэлов в АЗ $n_{\Sigma \text{ТВЭЛ}}$.

Конструктивные характеристики твэла принимались в следующих пределах: относительная толщина оболочки $\langle \delta_{\text{об}} \rangle = 0,056 - 0,073$; относительный эквивалентный диаметр компенсатора распухания $\langle d_{\text{кр}} \rangle = 0,34 - 0,418$; доля сечения твэла, занятая топливной композицией, $k_{\sigma} = 0,55 - 0,61$; объёмная доля топливных элементов в топливной композиции $b_{\text{тз}} = 0,59 - 0,678$. В вариантах 1 – 7 используются топливные элементы из двуокиси урана, а в варианте 8 – интерметаллид урана. Результаты оценок приведены в табл. 1.

Таблица 1

Результаты оценок по транспортным активным зонам

| Наименование | Вариант | | | | | | | |
|--|---------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 |
| Комплексный показатель A , мм | 4,9 | 4,9 | 6 | 7 | 6 | 4,9 | 4,9 | 4,9 |
| Номинальная тепловая мощность АЗ $Q_{p,0}$, МВт | 150 | 175 | 175 | 175 | 315 | 315 | 315 | 175 |
| Максимальная плотность теплового потока q_s^{max} , МВт/м ² | 1,17 | 0,63 | 0,74 | 0,83 | 1,31 | 1,13 | 1,0 | 0,63 |
| Объёмный коэффициент неравномерности энерговыделения k_v^q | 1,75 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 |
| Характеристическое отношение ξ , МВт·см ³ /(м ² ·г) | 1,3 | 0,79 | 0,79 | 0,79 | 1,3 | 1,06 | 1,06 | 0,96 |
| Коэффициент упрочнения m | 1,0 | 1,05 | 1,05 | 1,05 | 1,05 | 1,05 | 1,05 | 1,05 |
| Расчетный энергозапас АЗ $W_{p,0}$, ТВт·ч | 2,1 | 4,5 | 5,5 | 6,4 | 6,0 | 6,0 | 6,0 | 3,7 |
| Суммарная теплообменная поверхность твэлов АЗ $F_{\Sigma \text{ТВЭЛ}}$, м ² | 224 | 527 | 450 | 400 | 457 | 527 | 600 | 527 |
| Описанный диаметр АЗ $D_{\text{аз}}$, м | 1,19 | 1,56 | 1,56 | 1,56 | 1,56 | 1,56 | 1,62 | 1,56 |
| Высота АЗ $H_{\text{аз}}$, м | 1,2 | 1,64 | 1,64 | 1,64 | 1,64 | 1,64 | 1,7 | 1,64 |
| Обогащение ТЭ У-235 z_5 | 0,141 | 0,141 | 0,141 | 0,141 | 0,141 | 0,141 | 0,12 | 0,198 |
| Среднее удельное энерговыделение в АЗ $\langle q_v^{\text{аз}} \rangle$, МВт/м ³ | 112,4 | 57,3 | 57,3 | 57,3 | 100,7 | 100,7 | 90,1 | 57,3 |
| Начальная загрузка U-235 G_5^0 , кг | 167 | 498 | 498 | 498 | 500 | 495 | 479 | 291 |
| Количество твэлов в АЗ $n_{\Sigma \text{ТВЭЛ}}$ | 8750 | 14970 | 10971 | 8778 | 12339 | 15164 | 16620 | 14970 |
| Удельный расход U-235 $\langle k^* \rangle$, г/МВт·сут | 1,9 | 2,6 | 2,17 | 1,87 | 2,0 | 1,98 | 1,9 | 1,9 |
| Макс. удельное накопление продуктов деления $g_{\text{пл}}^{\text{max}}$, г/см ³ | 0,9 | 0,8 | 0,94 | 1,05 | 1,0 | 1,07 | 0,94 | 0,65 |

ОБСУЖДЕНИЕ

В вариантах 1 и 2 рассматриваются АЗ с одинаковыми комплексными показателями A . Причём в варианте 2 ставится задача снижения среднего удельного энерговыделения в топливной композиции $\langle q_v^{\text{тк}} \rangle$ и в активной зоне $\langle q_v^{\text{аз}} \rangle$, а также максимальной плотности теплового потока в активной зоне q_s^{max} . Кроме того, увеличивается расчётный энергозапас активной зоны $W_{p,0}$. Для решения данной задачи несколько изменена конст-

рукция твэла. В частности, уменьшен эквивалентный диаметр компенсатора распухания $\langle d_{кр} \rangle$, что привело к снижению поправочного коэффициента на наличие компенсатора распухания $k_{кр}$ и увеличению доли сечения твэла, занятой топливной композицией k_{σ} .

Также увеличена объёмная доля топливных элементов в дисперсионной топливной композиции $b_{тз}$. При примерно одинаковом максимальном удельном накоплении продуктов деления $g_{пд}^{max}$ характеристическое отношение $\xi = q_s^{max}/g_{пд}^{max}$ во втором варианте уменьшится за счёт снижения максимальной плотности теплового потока в АЗ. Для снижения максимальной плотности теплового потока потребуется увеличить суммарную теплообменную поверхность твэлов АЗ $F_{твэл}^{\Sigma}$. Эту задачу можно решить за счёт увеличения в АЗ количества твэлов $n_{твэл}^{\Sigma}$ и высоты АЗ $H_{аз}$. Для размещения большего количества твэлов необходимо увеличить диаметр $D_{аз}$ с сохранением значения коэффициента уплотнения m . Возрастет также начальная загрузка U-235 G_5^0 и объём топливной матрицы $V_{тм}$, загружаемой в АЗ. При принятом обогащении топлива U-235 в рассмотренном варианте наблюдается некоторое увеличение удельного расхода U-235 $\langle k^* \rangle$.

В вариантах 3 и 4 активных зон последовательно увеличены комплексные показатели. При этом сохранены номинальная тепловая мощность АЗ $Q_{р,0}$, характеристическое отношение ξ , описанный диаметр $D_{аз}$ и основные конструктивные решения по твэлам ($k_{кр}$, k_{σ} , $H_{аз}$) и топливу ($b_{тз}$, z_5). В связи с увеличением $d_{твэл}$ уменьшилось количество твэлов в АЗ и, следовательно, суммарная теплообменная поверхность твэлов $F_{твэл}^{\Sigma}$. Данное обстоятельство привело к последовательному увеличению максимальной плотности теплового потока q_s^{max} при сохранении характеристического отношения, соответствующего росту максимального удельного накопления продуктов деления $g_{пд}^{max}$. При этом следует отметить, что эти два параметра в значительной степени связаны с надёжностью АЗ и, следовательно, возможным снижением назначенного энергоресурса АЗ [2]. Глубина выгорания топлива (удельное накопление продуктов деления) при заданных начальных условиях последовательно возрастает, одновременно увеличиваются расчётные энергозапасы $W_{р,0}$ для рассматриваемых вариантов АЗ. Для вариантов 3 и 4 удельные энерговыделения в топливной композиции и АЗ примерно сохраняются. Однако удельный расход U-235 последовательно снижается.

Активные зоны, рассмотренные в вариантах 5, 6, 7, имеют одинаковую более высокую мощность $Q_{р,0} = 315$ МВт и расчётный энергозапас $W_{р,0} = 6 \cdot 10^6$ МВт·ч. При этом в вариантах 5, 6 варьируются комбинированный показатель A от 6 до 4,9 м, характеристическое отношение x от 1,3 до 1,06 и максимальная плотность теплового потока q_s^{max} от 1,31 до 1,13 при постоянных $D_{аз} = 1,56$ м, обогащении U-235 $z_5 = 0,141$ и конструктивных параметрах твэлов. При меньшем значении комбинированного показателя максимальная плотность теплового потока снижается при некотором увеличении максимального удельного накопления продуктов деления. Дальнейшего снижения максимальной плотности теплового потока можно добиться за счёт некоторого увеличения $D_{аз}$ от 1,56 до 1,62 м (вариант 7). Это обеспечивает снижение q_s^{max} от 1,13 до 1,0 МВт/м² при одновременном уменьшении $g_{пд}^{max}$ от 1,07 до 0,94 г/см³, т.е. снижается энергетическая нагруженность твэлов, и возможно увеличение энергоресурса АЗ.

В восьмом варианте АЗ в качестве топливной композиции рассматривается интерметаллид урана при сохранении всех основных показателей АЗ, рассмотренной в варианте 2. При этом данная зона имеет меньший расчётный энергозапас $W_{р,0} = 3,7$ ТВт·ч при предельном допустимом обогащении топлива $z_5 = 0,198$.

В работах [6 – 8] получено выражение, позволяющее на этапе эскизного проектирования оценить необходимые соотношения конструктивных и теплофизических характеристик АЗ, при которых вероятно отсутствие пристенного кипения на мощностях, близких к номинальной. При этом определяется минимальная величина

на коэффициента уплотнения

$$m = \{2500L^2(\Delta t_{\text{аз}})^{1,6} / [(p_{\text{I}} - 6,5)/0,18]^2 - 0,25(\Delta t_{\text{аз}})^2\}^{0,625}, \quad (19)$$

где p_{I} – принятое эксплуатационное давление в первом контуре; $\Delta t_{\text{аз}}$ – перепад температур в АЗ; $L = (q_s^{\text{max}})^{0,2} d_{\text{об твэл}} [(k_{\text{ТК}} - k_{\text{ВП}}) k_{\text{V}}^q / D_{\text{аз}}]^{0,8}$, (кВт/м)^{0,2} – параметр; $k_{\text{ТК}} = k_{\text{яч}} k_{\text{с}} / (1 + \langle k_{\text{пр}} \rangle)$ – безразмерный коэффициент, учитывающий конструктивные особенности АЗ и наличие водяного зазора между кожухами ТВС (в канальных АЗ); $k_{\text{ВП}} = 1/k_{\text{твэл}}^{\text{зап}}$ – коэффициент, учитывающий установку в свободные от твэлов узлы ТВС стержней с выгорающим поглотителем, поглощающих стержней СУЗ, вытеснителей и т.д.

Параметр L имеет размерность линейной плотности теплового потока и зависит от конструктивных особенностей АЗ, максимальной плотности теплового потока и объёмной неравномерности энерговыделения в АЗ. Значение параметра увеличивается при росте максимальной плотности теплового потока, диаметра оболочки твэла и коэффициента неравномерности энерговыделения, а также при уменьшении диаметра АЗ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время на плавучих объектах с ЯЭУ стали устанавливать канальные АЗ (ПЭБ, УАЛ «Арктика»). Предполагается в дальнейшем постройка серии атомных ледоколов с канальными АЗ второго этапа развития («Сибирь», «Урал», «Якутия», «Чукотка», «Лидер»).

Для оптимального выбора конструктивных и эксплуатационных характеристик и в процессе совершенствования АЗ потребуется проработка значительного числа вариантов, удовлетворяющих заданным условиям. Разработанная методика экспресс-моделирования активных зон при незначительных затратах времени позволяет рассмотреть необходимое число вариантов. Точность расчётов по предложенной методике позволяет достаточно корректно оценивать основные конструктивно-эксплуатационные параметры АЗ, исключив малоэффективные варианты при достижении поставленной цели. При этом для выбранных вариантов в дальнейшем следует произвести детальные расчёты с использованием имеющихся расчётных кодов проектировщика. Проектные решения, применённые для реакторной установки РИТМ-200, направлены на возможное дальнейшее совершенствование активных зон и допускают увеличение объёма (за счёт увеличения высоты), обогащения с 7 до 19,7%, энергозапаса с 4,5 до 7,0 ТВт·ч и ресурса до 53000 ч [10].

Данная экспресс-методика может быть также использована для эскизного проектирования активных зон водо-водяных реакторов АЭС малой мощности.

Литература

1. Полунин В.И., Голубева Д.А. Некоторые направления повышения коррозионной стойкости элементов активных зон из сплавов циркония реакторных установок судов и плавучих атомных станций / Труды Межотраслевого семинара «50 лет атомному ледокольному флоту России. Опыт создания, эксплуатации и перспективы развития». – Н. Новгород: ОАО «ОКБМ Африкантов», 2009. – 196 с.
2. Королёв В.И. Обобщающий эксплуатационно-конструктивный параметр для водо-водяных реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №3. – С. 106-111.
3. Ластовцев А.Ю., Королёв В.И. Обеспечение надёжности ядерных реакторов плавучих объектов при проектировании и эксплуатации. – СПб.: ГУМРФ им. адм. С.О. Макарова, 2017. – 204 с.
4. Ластовцев А.Ю., Королёв В.И. Оценка эксплуатационно-конструктивных показателей при проектировании активных зон водо-водяных реакторов малой мощности для плавучих объектов с ЯЭУ. // Эксплуатация морского транспорта: Тр. ГМА. – 2010. – №1 (59). – С. 56-62.

5. *Королев В.И., Ластовцев А.Ю.* Прогнозирование конструктивных характеристик активных зон ядерных реакторов малой мощности для надводных плавучих объектов. // Эксплуатация морского транспорта: Тр. ГМА. – 2008. – № 2. – С. 47-53.
6. *Лощаков И.И., Королёв В.И.* Исследование режима поверхностного кипения в активных зонах транспортных реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 3. – С. 100-107.
7. *Королев В.И.* Преодоление режима пристенного кипения на поверхности твэлов в водо-водяных реакторах малой мощности за счет выбора конструктивных и теплофизических характеристик активной зоны. // Эксплуатация морского транспорта: Тр. ГМА. – 2008. – № 2. – С. 53-59.
8. *Ластовцев А.Ю., Королёв В.И.* Проектирование активных зон реакторов малой мощности с условием недопущения поверхностного кипения на оболочках твэлов. // Эксплуатация морского транспорта: Тр. ГМА. – 2010. – № 4. – С. 67-71.
9. *Кузнецов В.А.* Судовые ядерные реакторы. – Л.: Судостроение, 1988. – 264.
10. *Князевский К.Ю., Фадеев Ю.П., Пахомов А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Кабин С.В.* Проектные решения реакторной установки РИТМ-200, предназначенные обеспечить экологически безопасную и экономически эффективную эксплуатацию универсального атомного ледокола на арктических трассах. // Арктика: экология и экономика. – 2014. – № 3 (15). – С. 87-93.

Поступила в редакцию 05.12.2019 г.

Автор

Королёв Владимир Ильич, профессор, канд. техн. наук
E-mail: vlikor2007@yandex.ru

UDC 621.039.54

RAPID PRELIMINARY MODELING OF FLOATING NPP CORES

Korolev V.I.

Admiral Makarov SUMIS

5/7 Dvinskaya Str., 198035 Saint-Petersburg, Russia

ABSTRACT

At the present time, JSC Baltiskiy zavod has built and transported to the deployment site at Pevek the «Akademik Lomonosov», a floating nuclear power unit (FNPU), project 20870. There are also three multi-purpose nuclear icebreakers of project 22220 («Arktika», «Sibir», «Ural») under construction at Baltiskiy being at different readiness stages. A decision has been made to build a nuclear icebreaker, «Lider», of even a higher power. Integral reactors developed by JSC OKBM Afrikantov are installed in the nuclear icebreakers using new assembly-type cores which have not been used earlier in floating facilities. A great deal of preliminary calculation is required to give these cores as advantageous characteristics as possible. The paper proposes a procedure for rapid modeling of floating cores with varied operating and design characteristics. This procedure can be used as part of preliminary modeling. The procedure is based on using a combined dimensionless parameter proposed by the author in [2]. A chart is presented to model the key performance of cores for floating NPPs. Eight assembly-type core options, which can be installed in transport reactors of a modular or integral design, are analyzed.

Key words: core, energy resource, combined dimensionless parameter, nuclear fuel, burn-up depth, fission products, fuel element, fuel matrix, uranium dioxide, swelling compensator, cladding integrity, effective life.

REFERENCES

1. Polunichev V.I., Golubeva D.A. Some Directions for Increase of Corrosion Resistance of Zirconium Alloys Core Elements of Ship and Floating Nuclear Power Plants. *Proc. of the Intersectoral Workshop «50 Years of the Russian Nuclear Icebreaker Fleet. Experience of creation, operation and development prospects»*. N. Novgorod. OKBM Afrikantov Publ., 2009. 196 p. (in Russian).
2. Korolev V.I. Generalizing Operational and Design Parameter for Water-Water Reactors. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2009, no.3, pp. 106-111 (in Russian).
3. Lastovtsev A.Yu., Korolev V.I. *Ensuring Reliability of Floating Object Nuclear Reactors during Design and Operation*. St. Petersburg. Makarov GUMRF Publ., 2017. 204 p. (in Russian).
4. Lastovtsev A.Yu., Korolev V.I. Evaluation of Operational and Structural Characteristics in Design of Core Zones of Low Power Water-Water Reactors for Floating Objects with NPP. *Proc. of the Makarov State Maritime Academy «Operation of Sea Transport»*. 2010, no. 1 (59), pp. 56-62 (in Russian).
5. Korolev V.I., Lastovtsev A.Yu. Prediction of the Design Characteristics of the Cores of Low-Power Nuclear Reactors for Surface Floating Objects. *Proc. of the Makarov State Maritime Academy «Operation of Sea Transport»*. 2008, no. 2, pp. 47-53 (in Russian).
6. Loschakov I.I., Korolev V.I. Investigation of the Surface Boiling Mode in the Transport Reactor Core Zones. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2004, no. 3, pp. 100-107 (in Russian).
7. Korolev V.I. Overcoming the wall boiling regime on the surface of fuel elements in low-power pressurized water reactors by choosing the design and thermophysical characteristics of the core. *Proc. of the Makarov State Maritime Academy «Operation of Sea Transport»*. 2008. no. 2, pp. 53-59 (in Russian).
8. Lastovtsev A.Yu., Korolev V.I. Design of reactor cores of small power reactors with condition of prevention of surface boiling on fuel rod cladding. *Proc. of the Makarov State Maritime Academy «Operation of Sea Transport»*. 2010, no. 4, pp. 67-71 (in Russian).
9. Kuznetsov V.A. *Marine Nuclear Reactors*. Leningrad. Sudostroenie Publ., 1988. 264 p. (in Russian).
10. Knyazevsky K.Yu., Fadeev Yu.P., Pakhomov A.N., Polunichev V.I., Veshnyakov K.B., Kabin S.V. Design Solutions of the RITM-200 Reactor Plant Designed to Ensure Ecologically Safe and Cost-Effective Operation of the Universal Nuclear Icebreaker on the Arctic Routes. *Arktika: Ekologiya i Ekonomika*. 2014, no. 3 (15), pp. 87-93 (in Russian).

Author

Korolev Vladimir Il'ich, Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: vlikor2007@yandex.ru