

## ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ТЕХНИЧЕСКАЯ ФИЗИКА

УДК 621.039

С.М. Дмитриев, А.А. Баринов, В.Е. Бородина, А.Е. Хробостов

### К ВОПРОСУ О МЕТОДОЛОГИИ ОБОСНОВАНИЯ ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКОЙ НАДЕЖНОСТИ АКТИВНЫХ ЗОН ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева

Проводится обзор проблематики и методов обоснования теплотехнической надежности активных зон реакторов с водой под давлением (ВВЭР, PWR). Основой написания данной статьи являются монографии, справочные пособия и публикации, содержащие информацию по рассмотренной тематике. Приводятся основные положения отечественных и зарубежных подходов и методик, разработанных в рамках данного вопроса. Мотивом к написанию данной работы является желание авторов представить в виде краткого обзора методы обоснования теплотехнической надежности, с целью систематизации и углубления знаний по указанной проблеме.

*Ключевые слова:* теплотехническая надежность, теплогидравлический расчет, коэффициент запаса до кризиса теплоотдачи, детерминистский подход, статистические методы.

#### Введение

При разработке новых и модернизации существующих реакторных установок (РУ) перед конструкторами встает задача обоснования теплотехнической надежности (ТТН) активных зон (АЗ). Обоснование теплотехнической надежности является неотъемлемой частью проекта создаваемой РУ и проводится по методикам и кодам, аттестованным Ростехнадзором. Указанные методики могут носить общеотраслевой характер или принадлежать конкретной организации-конструктору данной РУ.

Задачи обоснования теплотехнической надежности АЗ являются конкретно прикладными задачами, привлекающими большой объем экспериментальных и теоретических научных исследований. Прежде чем перейти к рассмотрению методических приемов обоснования ТТН, дадим её определение. Согласно [1], под *стационарной теплотехнической надежностью активной зоны* (надежностью теплоотвода из АЗ реактора) понимается свойство реактора сохранять в течение заданного времени нормальный теплоотвод<sup>1</sup> от твэлов АЗ в стационарном (например, номинальном) режиме работы в условиях случайных отклонений параметров АЗ от проектных (номинальных) значений, обусловленных технологическими погрешностями изготовления и эксплуатации АЗ и реактора в целом. Это свойство характеризуется рядом конкретных количественных показателей [2].

Процесс теплоотвода от твэлов АЗ определяется многими факторами, связанными с нейтронной физикой, определяющей энерговыделения по поперечному сечению и высоте АЗ, гидравлическими характеристиками каналов АЗ, состоянием поверхностей твэлов и др.

© Дмитриев С.М., Баринов А.А., Бородина В.Е., Хробостов А.Е., 2014.

<sup>1</sup> Под нормальным теплоотводом понимается такой отвод тепла от твэлов, при котором отсутствуют, во-первых, термические разрушения оболочек твэлов (в том числе, расплавление, прогорание, растрескивание), вызывающие их разгерметизацию; во-вторых, такие необратимые тепловые воздействия на оболочки твэлов, которые впоследствии могут привести к их разгерметизации.

Требование нормального теплоотода конкретизируется в виде ряда *проектных критериев*<sup>2</sup>, проверка и обоснование которых является целью расчетно-экспериментального обоснования АЗ в части теплогидравлики [3].

На сегодняшний день водо-водяные реакторы составляют большую часть коммерческого парка эксплуатирующихся и строящихся российскими предприятиями реакторов. Задача обоснования ТТН АЗ реакторов ВВЭР и их зарубежных аналогов – PWR – имеет свои особенности. Рисунок 1 иллюстрирует основные теплотехнические и гидромеханические требования, выполнение которых обосновывается в проектах ВВЭР и PWR.



Рис. 1. Состав основных проектных требований

Проблематика данного анализа, используемого при обосновании теплотехнической надежности АЗ, имеет важнейшее значение для развития проектов водо-водяных РУ. В связи с накопленным опытом конструирования и эксплуатации различных РУ организациями-конструкторами было выработано множество методик оценки и обоснования ТТН АЗ. В данной работе предпринята попытка дать краткое описание особенностей основных подходов к обоснованию ТТН.

### Основные критерии теплотехнической надежности

Обеспечение необходимого уровня теплотехнической надежности обосновывается в проекте для различных режимов эксплуатации РУ. В Правилах ядерной безопасности [4], в числе прочего, содержится следующее требование: «Для обоснования выполнения требований к непревышению пределов безопасной эксплуатации по повреждению твэлов при нарушениях нормальной эксплуатации в проекте РУ должен быть выполнен анализ теплотехнической надежности активной зоны с обоснованием достаточности предусмотренных проектом РУ запасов». Числовые характеристики, обозначенные в [4], относятся к пределам допустимого повреждения твэл: эксплуатационному, пределу безопасной эксплуатации и максимальному проектному пределу.

Целостность оболочек твэлов обуславливается поддержанием значений температуры их наружной поверхности не более 1200 °С, что обеспечивается созданием необходимых условий их охлаждения. Также недопустимым является плавление топливной матрицы UO<sub>2</sub>, происходящее при температурах от 2670 до 2800 °С в зависимости от степени облученности топлива.

<sup>2</sup> Проектный критерий – признак, количественный показатель, обозначенный в проекте РУ, на основе которого проводится оценка каких-либо процессов.

Фактически, указанные требования означают необходимость сохранения целостности первых двух барьеров безопасности РУ – топливной матрицы и оболочки твэлов и относятся к максимальному проектному пределу повреждения твэлов. Можно показать, что при характерных для ВВЭР тепловых потоках и режимных параметрах условие отсутствия плавления сердечников твэлов выполняется в подавляющем большинстве эксплуатационных режимов [5]. Поэтому наибольшее внимание уделяется условиям охлаждения последних, определяющим целостность их оболочек и ограничиваемых с точки зрения теплофизики возникающим кризисом пузырькового кипения.

### Значение явления кризиса теплоотдачи

Явление кризиса теплоотдачи в водяных реакторах, именуемое также кризисом пузырькового кипения, кризисом кипения 1-го рода (в зарубежной литературе аббревиатурой DNB)<sup>3</sup>, является одним из наиболее сложных явлений реакторной теплофизики. До сих пор не разработано полноценной аналитической теории, описывающей механизмы кризиса, что обуславливает необходимость проведения экспериментальных исследований. В инженерной практике кризис принято характеризовать значением критического теплового потока  $q_{кр}$  на поверхности теплоотдачи. Значения  $q_{кр}$  вычисляются по различным эмпирическим корреляциям. В результате возникновения кризиса кипения происходит резкое ухудшение интенсивности теплоотдачи, сопровождающееся повышением температуры теплоотдающей поверхности.

Как было отмечено ранее, кризис теплоотдачи оказывает решающее влияние на сохранение целостности оболочек твэлов при различных режимах работы РУ. За рубежом, например в США, требование по предотвращению кризиса регламентируется одним из основных документов NRC – SRP NUREG-0800 (Standard Review Plan of U.S. Nuclear Regulatory Commission – Стандартный план проверки (Комиссия по ядерному регулированию США)) [6], содержащим основные критерии надежности, требования к порядку и содержанию отчета о безопасности РУ. Сформулированное в [6] требование гласит: «необходимо предотвращение кризиса теплообмена на поверхности наиболее «горячего» твэла с вероятностью не менее 95% на доверительном уровне 95%», – т.н. критерий 95/95. Его вероятностный смысл весьма подробно рассмотрен в публикации [7] и документах [8, 9]. Отмечается также, что значения уровней надежности и вероятности 95% приняты в соответствии с установившейся в международных нормативах практикой инженерного обоснования надежности. Однако дано замечание, что национальные стандарты могут регламентировать значения, отличные от 95%.

Предотвращение кризиса в АЗ ВВЭР достигается ограничением теплового потока  $q$  на поверхности твэлов с определенным запасом (запасом до кризиса<sup>4</sup>):

$$K_{зан} = \frac{q_{кр}}{q} > 1,0 \quad (1)$$

Коэффициент запаса до кризиса, относящийся к тепловым потокам на поверхности наиболее «горячего» твэла АЗ, является основным критерием её ТТН<sup>5</sup>. Значения минималь-

<sup>3</sup> DNB – Departure from Nucleate Boiling (досл. «уход от пузырькового кипения»). Далее будем использовать термин «кризис».

<sup>4</sup> В иностранной литературе коэффициент запаса до критического теплового потока имеет обозначение DNBR – Departure from nucleate boiling ratio.

<sup>5</sup> В некоторых случаях, при обосновании теплотехнической надежности топлива, используют понятие «критической мощности», т.е. мощности АЗ (ТВС), при которой на поверхности наиболее «горячего» твэла нарушается требование NRC. Критическая мощность является верхним пределом допустимой мощности АЗ (ТВС). Задачи совершенствования АЗ коммерческих реакторов сводятся, в том числе, и повышению данного показателя при сохранении уровня ТТН.

ного по АЗ  $K_{\text{зап}}$  обосновываются конструктором в проекте для определенного вида топлива, ряда режимов работы РУ, включая аварийные, и различных моментов кампании.

В силу устоявшихся традиционных практик различных организаций-конструкторов РУ, используемые ими методики обоснования теплотехнической надежности АЗ значительно отличаются друг от друга. Проведем рассмотрение некоторых из них.

### Подходы к количественной оценке ТТН

В соответствии с указанным критерием 95/95, обоснование ТТН АЗ сводится, главным образом, к вычислению расчетных значений  $K_{\text{зап}}$  на поверхностях наиболее горячих твэлов. Остановимся более подробно на методах вычисления значений  $K_{\text{зап}}$ .

В настоящее время обоснование ТТН входит в этап поверочного детального теплогидравлического расчета (ТГР) АЗ. Детальный ТГР проводится для «горячей» ТВС после общего ТГР АЗ, проводимого в упрощенном подходе. Детальный расчет проводится с использованием ячейковых инженерных кодов, представляющих ТВС в виде системы параллельных каналов. Способ разбиения на каналы зависит от физических предпосылок и области применимости кода, которыми задавались его разработчики. АЗ разбивается по высоте на расчетные участки, на каждом из которых решается система уравнений переноса массы, импульса и энергии. В результате такого расчета получают (помимо значений основных теплогидравлических характеристик в ячейках: температуры  $t$ , давления  $p$ , скорости  $w$ , относительной энтальпии  $x$ ) значения критического теплового потока (КТП) –  $q_{\text{кр}}$ . КТП вычисляется на основе корреляций, полученных в результате обработки массивов экспериментальных данных. Вследствие статистической природы полученной оценки КТП каждая корреляция характеризуется значением среднеквадратического отклонения  $\sigma_{\text{корр}}$  (отклонение или погрешность корреляции). Коды ячейкового расчета содержат, как правило, ряд корреляций для  $q_{\text{кр}}$ , причем для конкретной конструкции топлива применяется соответствующая корреляция. Используемые корреляции должны охватывать случаи различного профиля энерговыделения в АЗ, быть адаптированы для расчета КТП в пучках с интенсификаторами теплообмена (дистанционирующими и перемешивающими решетками), обеспечивать необходимую точность оценки КТП в широком диапазоне параметров их применения.

Помимо неопределенности, вносимой корреляцией, существуют также неопределенности, связанные с параметрами расчета – мощности АЗ, расхода теплоносителя, входной температуры, геометрии элементов АЗ и др. Все существующие неопределенности должны учитываться при обосновании ТТН.

### Детерминистский подход

Практика отечественных расчетов в обоснование ТТН, как правило, имеет целью вычисление минимального по АЗ значения  $K_{\text{зап}}$ , учитывающего все неопределенности расчета. Далее, в качестве примера рассматривается методика ОКБ ГП, приведенная в [3].

Для учета отклонений параметров расчета и погрешности корреляции  $q_{\text{кр}}$  эти значения принимаются равными возможным наихудшим, например: мощность АЗ – 104% от номинальной, расход теплоносителя – минимальный проектный, отклонение  $P_{\text{лк}}$  – минус 0,3 МПа от номинала и т.п. [3]. В соответствии с (1), получается оценка вида

$$K_{\text{зап}}^{\text{min}} = \frac{q_{\text{кр}}(1-\delta)}{q} > 1,0, \quad (2)$$

где  $\delta$  – отклонение, вносимое погрешностью корреляции  $q_{\text{кр}}$ . Данная оценка значения коэффициента запаса получила название *детерминистской консервативной* (англ. determine – определять, назначать, задавать). Таким образом, в рамках детерминистского подхода для учета возможных отклонений их значения вносятся в виде заданных отклонений от но-

минальных значений параметров. Консервативный подход означает сознательное завышение требований безопасности и выражается в задании значений параметров расчета, ведущих к заведомо пессимистичной оценке целевого критерия.

Используемая для вычисления значений  $q_{кр}$  корреляция аппроксимирует ограниченную выборку данных эксперимента по созданию кризисных условий теплообмена. Полученная при этом величина относительного отклонения значений  $\Delta q_i = \frac{q_{кри}^{эксн} - q_{кри}^{расч}}{q_{кри}^{расч}}$  распределена по нормальному закону. Оценки матожидания и стандартного отклонения  $\Delta q$  вычисляются по формулам:

$$\overline{\Delta q} = \frac{\sum_{i=1}^N \Delta q_i}{N} \quad (3)$$

$$\sigma_{\Delta q} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\Delta q_i - \overline{\Delta q})^2}{N-1}} \quad (4)$$

В экспериментах, проводимых в ОКБ ГП [3], экспериментальная выборка насчитывала >700 точек. Полученное распределение  $\Delta q_i$  имеет оценку матожидания +0,25% (т.е. расчетное значение немного занижает  $q_{кр}$ ), а оценка его стандартного отклонения составляет 13,1%.

Поскольку при вычислении  $q_{кр}$  принимается надежность полученного результата 95%, то в качестве оценки  $q_{кр}$  должна быть принята нижняя граница доверительного интервала эмпирической корреляции<sup>6</sup> при односторонней оценке. Величина одностороннего разброса для  $\Delta q_i$  равна  $1,645\sigma_{\Delta q}$ .

Для учета технологических отклонений изготовления ТВС рассматривалось восемь экспериментальных сборок. При этом среднеквадратичный разброс оценок относительных отклонений  $\Delta q_i$  среди восьми пучков был равен  $s=2,898\%$ , величина одностороннего разброса при этом равна  $1,90s$ .

Из изложенного следует, что максимальное относительное отклонение оценки (без учета смещения  $\overline{\Delta q}$ ) равно

$$\delta_{q_{кр}}^{\max} = \sqrt{(1,645\sigma_q)^2 + (1,90s)^2} = \sqrt{(1,645 \cdot 0,1310)^2 + (1,90 \cdot 0,0290)^2} = 22,24\% \quad (5)$$

Таким образом, нижняя граница доверительного интервала  $q_{кр}$  при доверительной вероятности 95% может быть вычислена (с учетом смещения  $\overline{\Delta q}$ ) как:

$$(1 + \overline{\Delta q} - \delta_{q_{кр}}^{\max}) q_{кр} = (1 + 0,0025 - 0,2224) q_{кр} \approx 0,780 \cdot q_{кр} \quad (6)$$

Ввиду этого, значение  $(1 - \delta)$ , входящее в основной критерий (2), равно 0,780.

Изложенный пример вычисления понижающего коэффициента является характерным для равномерного тепловыделения по оси пучка, что не согласуется с реальной картиной тепловыделения в АЗ, где поле  $q$  существенно неравномерно. Кроме того, расчеты запасов до кризиса проводятся также для нестационарных режимов работы АЗ [10]. Для приближенных

<sup>6</sup> Поскольку в основу теплогидравлического обоснования АЗ закладывается условие предотвращения кризиса теплоотдачи на горячем твэле, лимитирующим фактором является наименьшее значение  $q_{кр}$ , превышение которого локальным  $q$  не допускается. Именно поэтому оценка действительного  $q_{кр}$  является односторонней (в меньшую сторону).

к натурным условий расчета применяются усовершенствованные корреляции расчета  $q_{кр}$ , но методика оценки понижающего коэффициента в (2), основанная на статистическом обосновании, остается той же.

Детерминистский подход является традиционным методом оценки ТТН из-за его простоты и возможности быстрого учета отклонений всех факторов расчета. Однако применение данного подхода необоснованно завышает требования консервативности, что является фактором, ограничивающим совершенствование АЗ РУ. Эти особенности обусловили широкое развитие статистических методов обоснования ТТН.

### Статистический подход

Статистические методы более реалистично учитывают неопределенности параметров и корреляции, входящих в детальный ТГР. В отличие от детерминистского подхода, предполагающего (из консервативных соображений), одновременное отклонение параметров в худшую сторону, статистический подход предполагает *статистический* учет указанных неопределенностей, что будет пояснено далее.

В рамках статистического обоснования ТТН предполагается определение двух значений коэффициентов запаса: так называемого «проектного предела»  $K_{зан}^{проект}$  и минимального расчетного  $K_{зан}^{мин}$  в АЗ. Проектный предел является базой для сравнения и указывается в проекте РУ.  $K_{зан}^{проект}$  может вычисляться на основе статистического учета погрешности корреляции, отклонений параметров расчета («факторов горячей ячейки») и неопределенностей, вносимых другими факторами. Сущность статистического метода укрупнено может быть описана следующей схемой:

**Этап 1.** Проводится построение распределений параметров расчета и корреляции для КТП. Значение  $K_{зан}^{проект}$  вычисляется после совместного учета указанных распределений (методы совместного учета данных распределений рассмотрены далее) в соответствии с критерием 95/95.

**Этап 2.** Проводится детальный ТГР АЗ на основе номинальных значений параметров расчета<sup>7</sup>, характеризующих центр распределения параметров, полученного на 1-м этапе. Выявляется минимальный по АЗ расчетный коэффициент запаса  $K_{зан}^{мин}$ .

**Этап 3.** Степень теплотехнической надежности АЗ определяется превышением  $K_{зан}^{мин}$  над  $K_{зан}^{проект}$  (рис. 2). Как правило, это превышение характеризуется относительным отклонением

$$M = \frac{K_{зан}^{мин} - K_{зан}^{проект}}{K_{зан}^{проект}}, \% \text{ (далее – инженерный запас).}$$

Разработанные статистические методы оценки показателей ТТН основаны на различных приемах совместного учета распределений корреляции и параметров расчета. В первых методиках указанные распределения строились независимо друг от друга, а затем суммировались для получения значения проектного предела  $K_{зан}^{проект}$ . В соответствии с требованиями NRC, распределения суммируются по квантилям 95% (рис. 3, а). Данный прием использовался в методике ITDP фирмы Westinghouse [11].

На дальнейших этапах получили развитие методики, основанные на получении общего распределения «параметры-корреляция». В этом случае проектный предел  $K_{зан}^{проект}$  являет-

<sup>7</sup> Имеется в виду, что на этом этапе используются значения характеристик без поправок и учета погрешностей. Данные значения в зарубежной практике получили название «best estimate values» – значения наилучшей оценки.

ся центром суммарного распределения, смещенного относительно единицы на значение квантиля односторонней доверительной оценки (рис. 2, б). Применение данного приема позволило обоснованно повысить инженерный запас  $M$  до проектного предела на  $\approx 8\%$ . Методиками, в которых реализован данный подход, являются RTDP фирмы Westinghouse [11], MSG фирмы Framatome [12], STDP фирмы Tractebel Engineering [13], фирмы Babcock&Wilcox [14].

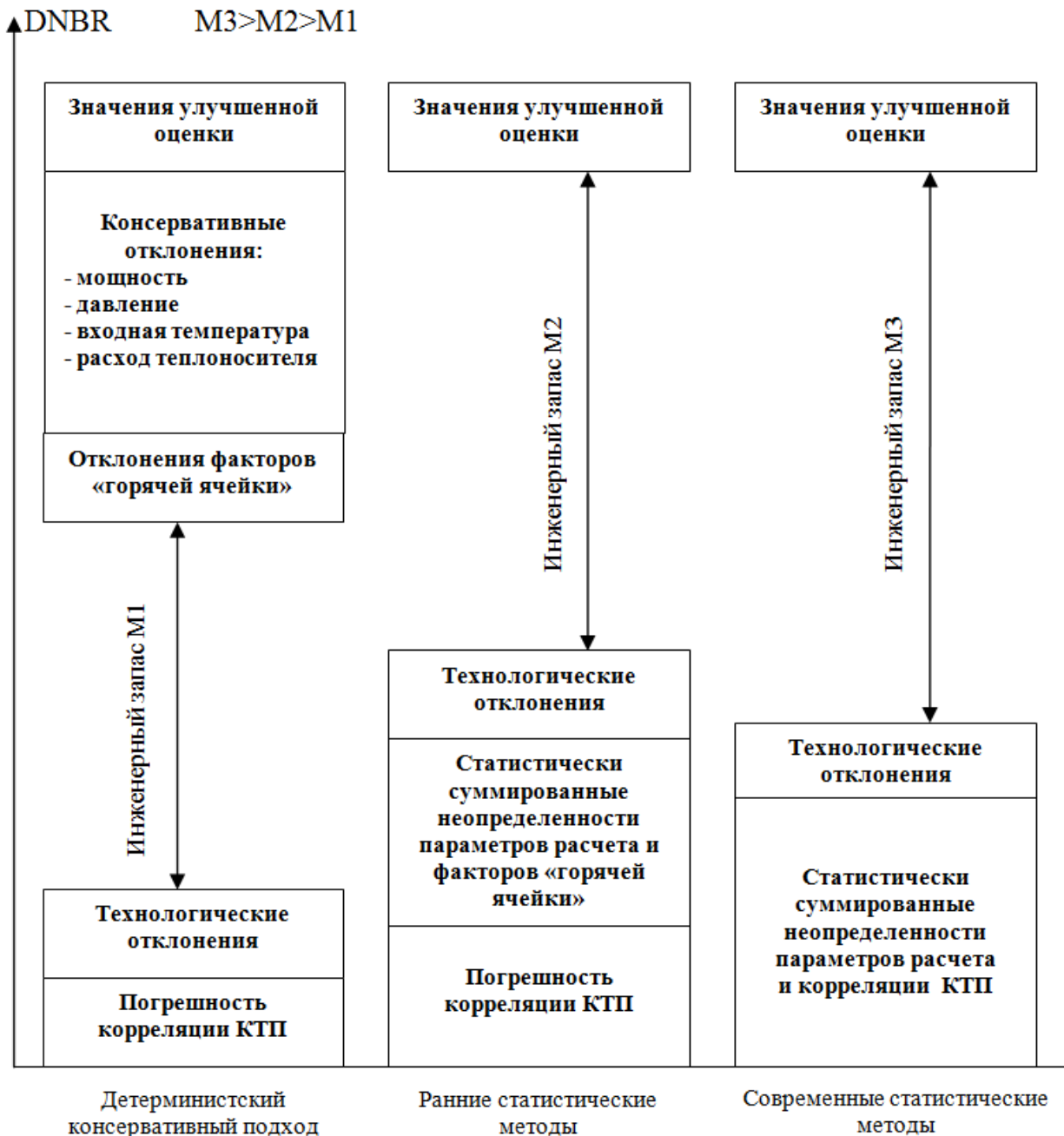


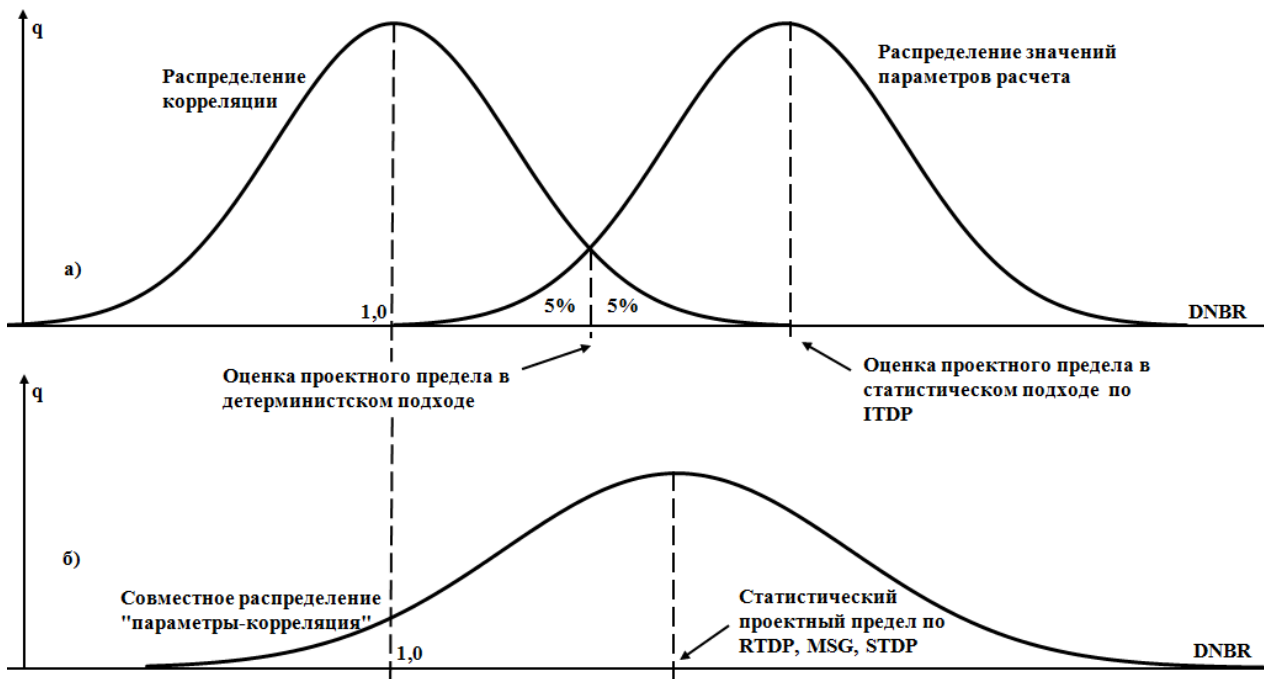
Рис. 2. Сравнительная диаграмма запасов

Для получения суммарных распределений (рис. 3, б) пользуются методом статистического суммирования среднеквадратичных отклонений и методом Монте-Карло. Метод статистического суммирования является более наглядным с математической точки зрения. Он предполагает вычисление относительной результирующей погрешности коэффициента запаса на основе статистической комбинации относительных погрешностей параметров расчета

$$\left(\frac{\sigma_y}{\mu_y}\right)^2 = \sum_i \left(S_i \frac{\sigma_i}{\mu_i}\right)^2, \quad (7)$$

где  $y = \frac{\Delta DNBR}{DNBR_{nom}}$ ;  $\sigma_i$ ,  $\mu_i$  – погрешность и среднее значение  $i$ -го параметра расчета, назначаемые в проекте.

Коэффициенты линейной комбинации  $S_i$ , называемые коэффициентами чувствительности, вычисляются при помощи кода поячейкового расчета.



**Рис. 3. Сравнение методов статистической оценки проектного предела**  
*a* – традиционный метод; *б* – более поздние методы;  $q$  – плотность вероятности

Примерный перечень параметров, принимаемых для оценки статистического проектного предела, приведен в табл. 1.

**Таблица 1**

**Параметры расчета и их отклонения (PWR-900)**

Параметр	Стандартное отклонение для расчетов
Мощность АЗ	1,15%
Давление в системе	0,121 МПа
Расход теплоносителя через АЗ	0,69%
Входная температура теплоносителя	1,27 °С
Радиальный коэффициент неравномерности тепловыделения	0,0394
Коэффициент локального подогрева	0,0188

Метод Монте-Карло предполагает генерацию большого ( $\approx 10^5$ ) числа случайных комбинаций значений параметров, варьирующихся в соответствии с их законом распределения, и проведение теплогидравлического расчета АЗ для каждой из данных комбинаций. Таким образом, распределение DNBR получается непосредственным образом из расчета, что приводит к немного более точной оценке его характеристик. По результатам работ [12, 15] пока-



зано, что рассмотренные методы получения суммарного распределения дают приблизительно одинаковый результат (отличие в пределах 2%).

### Дальнейшее развитие подходов к обоснованию ТТН

Можно с уверенностью утверждать, что на дальнейших этапах развития атомной техники задача обоснования новых видов топлива водо-водяных реакторов не утратит своей актуальности.

Новые требования, предъявляемые к топливу со стороны экономики (увеличение единичных мощностей уже работающих энергоблоков), освоение перспективных топливных циклов (продление кампании, повышение глубины выгорания, применение нового компонентного состава топлива), разработки принципиально новых реакторов и ТВС предъявляют все более жесткие требования к точности методик обоснования ТТН АЗ. В частности, одной из основных тенденций является снятие *излишнего консерватизма* при оценке ТТН. Наличие значительной доли консерватизма в оценке надежности связано с неучетом (по причине незнания или методических затруднений) действительного характера неопределенностей параметров и методов ТГР или решения о намеренном сохранении высоких запасов надежности с различными целями (увеличения гарантированного ресурса, безопасности эксплуатации и пр.).

Уместно заметить, что в части требований к обоснованию ТТН со стороны нормативной документации РФ, документ [16], в качестве 1-го уровня глубокоэшелонированной защиты АС требует *разработки проекта на основе консервативного подхода с развитым свойством внутренней самозащищенности РУ*. Однако не говорится, в чем конкретно состоит консервативный подход и каковы его критерии. Рассмотренные в работе статистические методы, сохраняя требования о консервативном выборе пределов ТТН (односторонние 95%-ной оценки), позволяют более реалистично учесть неопределенности факторов расчета. Таким образом, применение статистических методов является (при соответствующем обосновании) одним из путей совершенствования инженерных расчетов АЗ в части снижения излишнего консерватизма получаемых оценок.

Практика применения основ указанных методик продемонстрирована работой [17], авторы которой совместили и адаптировали некоторые исходные положения зарубежных статистических методик к задаче обоснования ТТН АЗ ВВЭР-1000. По замечанию авторов, применение статистического метода дает возможность реализации эффективных топливных циклов с уменьшенной утечкой нейтронов, требующих увеличения допустимых неравномерностей энерговыделения в АЗ ВВЭР-1000 и повышения точности оценок теплотехнических параметров.

В качестве направлений дальнейшего развития методов обоснования ТТН можно предположить следующие:

- применение CFD-кодов, дающих возможность более детального расчета локальных параметров потока теплоносителя и, как следствие, уточнения замыкающих соотношений для инженерных кодов;
- учет вероятностного характера параметров, значения отклонений которых в настоящий момент учитываются детерминистски (факторы горячей ячейки, выгиб твэлов и пр.);
- получение корреляций для КТП, основанных на проведении уточненных экспериментов и разработке аналитических моделей кризисных процессов.

### Заключение

Задача обоснования ТТН АЗ реакторов с водой под давлением является важной частью их проектного обоснования. Показатели ТТН определяют свойство безопасности РУ. Кроме того, получение количественных оценок показателей ТТН необходимо на различных этапах теплогидравлического расчета. В частности, в некоторых проектах в качестве критерия оптимальности гидравлического профилирования расхода теплоносителя в АЗ принима-

ется получение возможно более близких значений  $K_{зап}$  по всем ТВС при достаточных недогревах теплоносителя до линии насыщения. Результаты, полученные при решении подобных инженерных задач, в значительной степени зависят от точности оценок показателей ТТН.

Для принятия решений о форсировании мощностей АЗ уже существующих энергоблоков, продлении эксплуатации и применении усовершенствованных топливных загрузок необходимо получение наиболее реалистичных оценок теплотехнических запасов. В силу указанных практических требований совершенствование методик ТГР и количественной оценки показателей ТТН, ведущее к снятию излишнего консерватизма, является значимой технико-экономической задачей. Данная задача может эффективно решаться при объединении накопленного мирового опыта в части обоснования ТТН.

### Библиографический список

1. **Клемин, А.И.** Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов / А.И. Клемин, Л.Н. Полянин, М.М. Стригулин. – М.: Атомиздат, 1980. – 261 с.
2. **Кириллов, П.Л.** Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике: в 2 т. / П.Л. Кириллов. – М.: ИздАт, 2013.
3. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций / В.Д. Шмелев [и др.] – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 220 с.
4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций: НП-082-07: утв. постановлением Ростехнадзора РФ от 10.12.2007. – М., 2008.
5. **Овчинников, Ф.Я.** Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов / Ф.Я.Овчинников, В.В.Семенов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
6. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition
7. **Шишков, Л.К.** Обеспечение 95%-ной вероятности с 95%-ной надежностью выполнения проектных ограничений // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: матер. 6-й МНТК. – Подольск. 2009.
8. Статистическое представление данных. Определение статистических толерантных интервалов: ГОСТ Р ИСО 16269-6–2005. Утв. Приказом федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 30.06.2005 №171-ст. – М.: Стандартиформ, 2005.
9. Analysis of differences in fuel safety criteria for WWER and PWR nuclear power plants IAEA-TECDOC-1381. – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2003.
10. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР / С.А. Логвинов [и др.]. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 255 с.
11. **Ray, S.** Westinghouse advanced statistical DNBR methodology – the Revised Thermal Design Procedure / S. Ray, A.J. Friedland // NPTHO. 1988.
12. **Bourteele, J.P.** The Framatome generalized statistical DNBR method (MSG) / J.P. Bourteele, J. Greige, M. Missaglia // NURETH-6. – Grenoble, 1993.
13. Application of a Statistical Thermal Design Procedure to evaluate the PWR DNBR safety analysis limits / J. Robeyns [et al.] // Icone 9. – Nice, 2001.
14. **Han K. I.** Technical Review on Statistical Thermal Design of PWR Core // J. of the Korean Nuclear Society. 1984. V. 16. №. 1.
15. Statistical Combination of Uncertainties / Combustion engineering topical report // CEN-123(F)-NP, Part 1,2,3. – 1979-1980.
16. Нормы и правила атомной энергетики. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: ПНАЭ Г-01-011-97 (ОПБ - 88/97). Утв. постановлением Госатомнадзора России от 14.11.1997. – М., 1998.
17. Уточнение вероятностного учета локальных отклонений при определении теплотехнических запасов в активной зоне из ТВСА ВВЭР-1000 / А.А. Фальков [и др.] // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: материалы Междунар. научно-технич. конф. – Подольск, 2005.

Дата поступления  
в редакцию 29.04.2014

**S.M. Dmitriev, A.A. Barinov, V.E. Borodina, A.E. Khrobostov**

**ON THE ISSUE OF CORE COOLING RELIABILITY SUBSTANTIATION  
METHODOLOGY FOR THE PRESSURIZED WATER REACTORS**

Nizhny Novgorod state technical university n.a. R.E. Alexeev

**Purpose:** The main purpose of the paper is to perform the systematization and overview of the core cooling reliability characteristics estimation experience.

**Methodology/approach:** The paper present the main points of domestic and foreign approaches. Several publication and studies were taken as the basis for the paper. The study performed the comparison of different approaches and methods of substantiation of core cooling reliability.

**Research limitations/implications:** To make it possible authors systematize gathered material to be divided into groups corresponding the generally accepted classifications. The content of the paper discuss the keystone criteria of domestic and foreign regulatory requirements and their significance in the design of nuclear power plants.

**Findings/originality/value:** Besides that authors pointed several ways of present approaches development. As a result of the study authors conclude, that problem of unnecessary conservatism elimination can be resolved by combination of the world-wide experience and application of the methods on the cutting edge of the science.

*Key words:* core-cooling reliability, thermal-hydraulic design, departure from nucleate boiling, statistical methods, deterministic approach.