

5. Зизин М.Н. Расчет нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1978.
6. Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1983.
7. Шихов С.Б. Учет влияния изменения размеров на критическую массу быстрого реактора с помощью теории возмущений. — Атомная энергия, 1958, т. 6, вып. 2, с. 162—168.
8. Шихов С.Б., Шмелев А.Н. Учет влияния произвольного изменения размеров на критическую массу быстрого реактора с помощью теории возмущений. — В сб.: Физика ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1968, с. 67—85.
9. Шихов С.Б., Шмелев А.Н. К вопросу о расчете возмущений в размерах реактора и его конфигурации. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная физика низких и средних энергий, реакторная физика, 1973, вып. 2, с. 45—50.
10. Грабежной В.А., Данилычев А.В., Елистратов Д.Г. и др. Эффекты кинетичности при расчете коэффициентов реактивности в большом быстром реакторе с натриевой полостью. — Там же, Сер. Ядерные константы, 1996, вып. 2, с. 111—125.
11. Абрамов Б.Д. Развитие кинетической теории возмущений для оценки эффектов реактивности в деформируемых зонах ядерных реакторов: Препринт ФЭИ-2700, 1998.

Поступила в Редакцию 20.09.98

УДК 621.039.512

СТАТИСТИЧЕСКИЙ МЕТОД РАСЧЕТА МАКСИМАЛЬНО ДОПУСТИМОЙ МОЩНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

*Грошева Н.А., Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Чмшкян Д.В.
(Петербургский институт ядерной физики РАН)*

Статистический метод расчета дает возможность определить предельно допустимую мощность реактора, при которой вероятность теплотехнической аварии не превышает заданное значение. Под теплотехнической аварией понимается событие, заключающееся в превышении определяющим теплотехническим параметром a установленного для него предельного значения A . Вероятность события, при котором определяющая функция $F = A - a$ будет иметь отрицательное значение, и есть вероятность теплотехнической аварии [1, 2]. Определяющая функция зависит от мощности реактора и многих величин, имеющих статистическую природу. Если известны их статистические характеристики, то можно определить вероятностное распределение определяющей функции для заданной мощности реактора и вероятность теплотехнической аварии. Для заданной вероятности аварии можно подобрать максимально допустимую мощность реактора. Коэффициент запаса показывает, во сколько раз номинальная мощность реактора меньше предельно допустимой для заданных параметров теплоносителя.

Метод расчета. Предположим, что определяющая функция, ответственная за безопасность эксплуатации реактора, является известной функцией мощности реактора и многих статистически независимых величин x_i . В число таких величин входят режимные параметры реактора, геометрические характеристики твэлов и активной зоны, а также случайные факторы, связанные с особенностями реактора, точностью измерения и поддержания режимных параметров и погрешностью расчетных формул. Допустим также, что для каждой величины x_i известна нормированная функция плотности вероятности, т.е. закон ее вероятностного распределения. Задавшись каким-то значением мощности реактора, можно сделать случайную выборку параметров x_i в соответствии с законами их вероятностного распределения и, используя значения этих параметров, вычислить определяющую функцию. Проведя такие расчеты большое число раз, можно рассчитать число отрицательных значений определяющей функции и определить для заданной первоначальной мощности реактора вероятность тепло-

технической аварии $R = n/N$, где n — число отрицательных значений определяющей функции из полного числа расчетов N . Последовательным подбором значений мощности реактора можно удовлетворить условию, чтобы вероятность аварии не превышала заданное значение $\epsilon (R \leq \epsilon)$. Мощность реактора, при которой $R = \epsilon$, и представляет собой максимально допустимую для заданной вероятности теплотехнической аварии.

Выбор вероятности теплотехнической аварии. Одной из первых была оценена допустимая вероятность нарушения теплоотвода в отдельном канале из-за превышения допустимой максимальной температуры твэла для реактора-размножителя на быстрых нейтронах «Энрико Ферми», равная $1,3 \cdot 10^{-3}$ [3]. Анализ более поздних зарубежных работ [4, 5] показывает, что в качестве допустимой вероятности попадания отдельного канала в опасный тепловой режим обычно выбирается значение $1,3 \cdot 10^{-3} - 1 \cdot 10^{-4}$. Следует отметить, что для конкретного типа реактора 10^{-4} означает, что в среднем у одного такого реактора из 10^4 однотипных неблагоприятно сложатся случайные отклонения параметров и в одном из его каналов при выходе реактора на предельно допустимую мощность нарушится нормальный теплоотвод. Требованиями Комиссии по ядерному регулированию США [6] для исследовательских реакторов установлена 95%-ная вероятность непревышения определяющей функцией своего предельного значения при 95%-ной доверительной вероятности исходных параметров (так называемый критерий 95/95). Ограничение отклонений исходных параметров при моделировании их вероятностного распределения функцией дает беспредельные амплитуды отклонений исходных параметров от их номинальных значений. Это оправдано тем, что большие отклонения режимных параметров просто невозможны, а воспроизведение вероятностных распределений на «хвостах» зависимостей не может быть обеспечено с хорошей точностью из-за сравнительно малой статистики. Рассматривается также и другой критерий надежности 99,9/50, устанавливающий 0,1%-ную вероятность аварии при усечении вероятностных распределений исходных параметров на 50%-ной доверительной вероятности. В работе [7] отмечено, что этот критерий соответствует крайне редкой вероятности события 10^{-6} 1/год.

Авторы настоящей статьи предлагают подход к определению допустимой мощности реактора, исходя из требований Общих положений обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88). Эти требования устанавливают вероятность тяжелого повреждения или расплавления активной зоны при запроектных авариях не более 10^{-5} на реактор в год. Хотя нарушение теплоотвода только в одном наиболее высокотемпературном канале не эквивалентно по своим последствиям расплавлению всей активной зоны, тем не менее, имея в виду такой большой запас в последствиях аварии, можно за основу вероятностных расчетов принять рекомендованную вероятность теплотехнической аварии 10^{-5} на один реактор в год. Если известно, что годовое число перегрузок активной зоны равно m , то это эквивалентно тому, что в год вводится m одинаковых новых реакторов, следовательно, вероятность теплотехнической аварии для одного пуска (расчета) должна быть не более $10^{-5}/m$.

Программная реализация метода и результаты расчетов. Разработаны программы расчета максимально допустимой мощности ВВР-М [8] и ПИК [9], которые позволяют определить наиболее опасный по вероятности теплотехнической аварии канал активной зоны и для этого канала путем подбора определить мощность реактора, при которой с заданной вероятностью выполняется заданное ограничение на температуру оболочки твэла или плотность теплового потока. В первом случае рассчитывается разность между заданной предельной температурой и максимальной температурой оболочки твэла. Во втором случае для ВВР-М рассчитывается разность между расчетной плотностью теплового потока, соответствующей аperiodической неустойчивости течения, и плотностью теплового потока в центральной части наиболее высокотемпературного твэла,

для реактора ПИК — разность между расчетными значениями критической и максимальной плотности теплового потока. Вероятностные распределения статистических параметров аппроксимированы функцией Гаусса, дисперсии определены по известным погрешностям измерительных приборов в соответствии с рекомендациями [10] или погрешностями расчетов.

Программа позволяет ограничить разброс статистических параметров в пределах заданного доверительного интервала, а также выполнить расчеты для равновероятного распределения статистических величин в заданных пределах. Как показала практика расчетов по этой программе, для вероятности теплотехнической аварии $1,3 \cdot 10^{-3}$ с погрешностью $\sim 12\%$ необходимо набрать статистику в 10^4 историй, при статистике в 10^5 погрешность расчета снижается до 8% . Время вычисления 10^4 историй ~ 2 мин, полное время определения предельно допустимой мощности реактора — не более 20 мин. Физические константы, используемые в расчетах, заданы в рабочем диапазоне параметров в виде полиномов. В программе предусмотрена корректировка физических констант в ходе расчета в соответствии с полученными значениями температуры потока воды и оболочек твэлов. В расчетах учитываются также возможные отклонения технологических параметров реактора в пределах уставок аварийной или предупредительной сигнализации и погрешности этих уставок.

Кроме расчета предельно допустимой мощности реакторов, программы позволяют определить аварийные и предупредительные уставки основных технологических параметров исходя из заданного увеличения вероятности аварии, что дает возможность обоснованного выбора уставок. Программы позволяют проанализировать чувствительность результатов расчетов к погрешностям того или иного параметра и для оперативных расчетов выбрать только наиболее значимые статистические параметры. Это существенно сокращает время расчета. Такой анализ дает возможность также определить резервы повышения предельно допустимой мощности реакторов за счет повышения точности определения исходных технологических и конструкционных параметров реакторов.

В качестве примера в таблице приведены результаты расчета коэффициентов запаса ($K_{\text{зап}}$) реактора ПИК для различных вероятностей теплотехнической аварии и

Результаты расчета коэффициентов запаса мощности реактора ПИК для критериев температуры t и локального энерговыделения q

Расчет при нормальном распределении основных параметров около их номинальных значений в соответствии с погрешностями измерений		Расчет при равновероятном распределении основных параметров в пределах от номинальных значений до значений уставок предупредительного сигнала	
Ограничивающий критерий			
$q_{\max} \leq q_{\text{крит}}$	$t_{\text{ст}} \leq t_s$	$q_{\max} \leq q_{\text{крит}}$	$t_{\text{ст}} \leq t_s$
Критерий безопасности			
99,87/99,9	99,87/95	99,9/50	95/95
Вероятность события			
$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$
Ограничение на амплитуду отклонения исходных параметров от номинальных значений, выраженное в единицах дисперсии σ			
3σ	2σ	$0,7\sigma$	2σ
1,63	1,73	1,92	1,85
1,07	1,13	1,23	1,20
1,50	1,59	1,74	1,73
0,96	1,03	1,14	1,10

различных ограничений на амплитуду возможных отклонений исходных параметров. $K_{\text{зап}}$ рассчитан для фиксированной температуры воды на входе в активную зону, т.е. в данном случае расчетные значения следует понимать как возможность кратковременного увеличения мощности или повышения максимального локального энерговыделения в активной зоне без изменения температуры воды в первом контуре, без нарушения вероятностных требований, заложенных в основу расчета. Как видно, во всех случаях безаварийность работы реактора обеспечена с большим запасом.

Для номинальной мощности реактора и при ограничении на амплитуду колебаний основных параметров 3σ вероятность теплотехнической аварии (расплавление наиболее высокотемпературного твэла) составляет менее 10^{-8} 1/год.

В программах предусмотрен вариант учета характеристик теплообменного оборудования и градиен реакторов. В таком случае для расчета реализуемой предельно допустимой мощности необходимо вероятностное задание погодных условий (температуры и влажности воздуха).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Клемин А.И., Полянин Л.Н., Стригулин М.М. Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1980.
2. Клемин А.И., Стригулин М.М. Некоторые вопросы надежности ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1968.
3. APDA introduces statistical hot-spot factors. — Nucleonics, 1959, № 8.
4. Клемин А.И., Поляков Е.Ф. Вероятностные методы в теплогидравлических расчетах реакторов. — Атомная техника за рубежом, 1970, № 10.
5. Reilly H., Hansell J., Heth E. Treatment of uncertainties in reactors. Heat transfer calculations. — Nucl. Sci. Engng, 1969, v. 38.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, NUREG-0800 (June 1987).
7. Advanced Neutron Source (ANS) Progress Report. FY 1991. Oak Ridge National Laboratory, USA.
8. Грошева Н.А., Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Чмшкян Д.В. Статистический метод расчета максимально допустимой мощности реактора ВВР-М: Препринт ПИЯФ-2228, 1998. 23 с.
9. Грошева Н.А., Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Чмшкян Д.В. Расчет коэффициентов запаса мощности реактора ПИК статистическим методом. — В сб.: Физика и техника реакторов. СПб, 1996, с. 99.
10. Деденко Л.Г., Керженцев В.В. Математическая обработка и оформление результатов эксперимента. М., Изд-во МГУ, 1977.

Поступила в Редакцию 14.10.98

УДК 621.039.532.21

ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ РАБОТЫ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РЕАКТОРОВ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Виргильев Ю.С., Гундоров В.В., Калягина И.П. (НИИГрафит), Белинская Н.Т.,
Ильин Ю.В., Долгов В.В. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)*

Кладки уран-графитовых реакторов работают без замены в течение всего срока их эксплуатации. Поэтому исключительно важным для обеспечения их работы является оценка состояния графита. Прогнозирование радиационного изменения свойств графита на основании радиационных испытаний образцов оказывается недостаточно надежным, поскольку не учитывает многих факторов, влияющих на сохранность кладки. Поэтому при эксплуатации из блоков кладки [1] систематически выбурируют керны, на которых определяют свойства графита, и дают заключение о возможности эксплуатации реактора. Подобным образом обосновывалось продление ресурса реактора АМ-1 Обнинской АЭС [2]. Контролируются также кладки РБМК.