

ной погрешностью измерений значений, используемых для теоретической оценки температуры.

Из-за саморазогрева газа и вытеснения его в более холодные области (импульсные линии) регулирующий орган с <sup>3</sup>He в качестве поглотителя имеет положительный мощный коэффициент реактивности. В условиях эксперимента этот коэффициент составляет  $8 \cdot 10^{-7}$  1/%. Его можно значительно уменьшить, если использовать импульсные линии еще меньшего диаметра.

Проведенные исследования показывают, что при давлении поглотителя менее атмосферного доступными средствами можно выполнить достаточно простую и надежную систему регулирования реактором.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Потапенко Г. Т. «Атомная техника за рубежом», 1975, № 6, с. 22.
2. Потапенко П. Т. В кн.: Управление ядерными энергетическими установками. Вып. 3. М., Атомиздат, 1963.
3. Филичук Е. В., Потапенко П. Т., Потапенко Г. Т. В кн.: Автоматизация управления технологическими процессами. Вып. 2. М., Атомиздат, 1977, с. 5.
4. Аринкин Ф. М., Батырбеков Г. А. «Атомная энергия», 1977, т. 42, вып. 5, с. 404.

Поступило в Редакцию 23.11.77  
В окончательной редакции 09.01.79

УДК 621.039.524

## Об оценке коэффициента запаса до кипения в исследовательских реакторах

ГАРУСОВ Е. А., ПЕТРОВ Ю. В.

Безопасная работа ядерного реактора определяется тем, насколько максимальный тепловой поток через поверхность твэлов меньше критического потока, приводящего к их перегосу. Хотя локальное поверхностное кипение в исследовательских реакторах является, в принципе, допустимым, его дальнейшее неконтролируемое развитие при возникновении больших коэффициентов неравномерности энерговыделения  $k_V$  может привести к гидравлической неустойчивости течения теплоносителя и паровой закупорке каналов. Поэтому обычно имеется запас до возникновения пристеночного кипения в наиболее горячей точке активной зоны  $z_0$ . Ниже предлагается простая формула для оценки этого запаса.

Локальный коэффициент запаса до начала кипения теплоносителя в точке  $z_0 - k(z_0)$  определяется как отношение теплового потока в данной точке поверхности твэла  $q_S(z_0)$ , когда ее температура  $t_c(z_0)$  равна температуре насыщения теплоносителя  $t_c(z_0) = t_S(z_0)$ , к фактическому максимальному тепловому потоку  $q_{S, \text{макс}}^{\text{макс}}$  [1, 2]:

$$k(z_0) \equiv \frac{q_S(z_0)}{q_{S, \text{макс}}^{\text{макс}}} = \frac{\alpha(z_0, w)}{w} \frac{[t_S(z_0) - t_{\text{вх}}] w v}{q_{S, \text{макс}}^{\text{макс}}}, \quad (1)$$

где  $w$  — скорость теплоносителя внутри твэлов;  $\alpha(z_0, w)$  — коэффициент теплоотдачи;  $t_{\text{вх}}, t_t(z_0)$  — температура теплоносителя на входе в активную зону и в точке  $z_0$  соответственно;  $v \equiv [t_S(z_0) - t_t(z_0)]/[t_S(z_0) - t_{\text{вх}}]$  — отношение недогрева теплоносителя в горячей точке к допустимому подогреву.

Определим  $q_{S, \text{макс}}^{\text{макс}}$  и  $w$  через физические и конструктивные параметры реактора  $q_{S, \text{макс}}^{\text{макс}} = N k_V k_{\text{н}}/S$ ,  $w = GH/\omega V$  и введем обозначение  $B \equiv \alpha(z_0, w)/w$ . Тогда по формуле (1) получим выражение для  $k(z_0)$ :

$$k(z_0) = B \left( \frac{G}{N} \right) \left( \frac{SH}{V k_{\text{н}} \omega} \right) \frac{v}{k_V} [t_S(z_0) - t_{\text{вх}}], \quad (2)$$

где  $N$  — номинальная тепловая мощность реактора;  $S$  — полная теплопередающая поверхность;  $V, H$  — объем и высота активной зоны;  $\omega$  — объемная доля теплоносителя в решетке твэлов;  $k_{\text{н}}$  — коэффициент неравномерности теплового потока по периметру твэла;  $G$  — полный расход теплоносителя через твэлы.

Величина  $B$  может быть выражена согласно определению либо через критерий Стантона  $B = c\rho St$ , либо через критерий Нуссельта  $B = \lambda Nu/w d_r$  [1—4]. Значения критериев в каждом случае определяли при температуре облучки  $t_S$  по известным формулам:

$$Nu = 0,023 Re^0,8 Pr^0,4 [Pr(t_r)/Pr(t_S)]^{0,06} [1 - 4]; \quad (3)$$

$$St = (\xi/8) [4,07 + 12,7 \sqrt{\xi/8} (Pr^{2/3} - 1)], [2,3]. \quad (4)$$

Здесь  $Pr, Re$  — критерии Прандтля и Рейнольдса;  $d_r = 4V\omega/S$  — гидравлический диаметр решетки твэлов;  $c, \lambda, \rho$  — соответственно удельная теплоемкость, удельная теплопроводность и плотность теплоносителя при температуре  $t_r(z_0)$ ; коэффициент трения  $\xi = (1,82 \lg Re - 1,64)^{-2}$ .

Формула (2) выражает зависимость локального коэффициента теплотехнического запаса исследовательского реактора от его основных параметров, которые можно разделить на три группы: параметры, определяемые конструкцией (типом) выбранных твэлов и их кассетировкой  $H, \omega, S/V k_{\text{н}}$ ; параметры, определяемые нейтрально-физическими характеристиками активной зоны  $k_V$ ; параметры, относящиеся к теплотехническим характеристикам реакторной установки и теплоносителя  $c, \rho; G/N$  — удельный расход на единицу мощности,  $[t_S(P) - t_{\text{вх}}]$  — максимально допустимый температурный перепад при давлении  $P$  в активной зоне.

Из анализа теплотехнических схем различных типов реакторов с легководным теплоносителем (см. таблицу)

Сравнение параметров исследовательских реакторов

Параметр	Тип реактора				
	ИРТ-М [11, 12]	ВВР-М [13, 15]	ВВР-М [15, 16]	СМ-2 [17—20]	HFIR [20, 21]
$N, \text{ мВт}$	8	16	30	100	100
$G/N, \text{ м}^3/(\text{мВт} \cdot \text{ч})$	120	112	67	20	36
Тип твэла	ИРТ-2М	ВВР-М2	ВВР-М3	СМ-2	HFIR
$H, \text{ см}$	58	50	50	35	50,8
$S/V\omega, \text{ см}^2/\text{см}^3$	3,8	6,9	11,3	10,8*	9,1
$P, \text{ атм.}$	1,5	1,35	1,35	50	41
$t_S(P), \text{ }^\circ\text{C}$	108	103	103	260	240
$t_{\text{вх}}, \text{ }^\circ\text{C}$	44	48	50	40	49
$v$	0,92	0,91	0,82	0,88	0,87
$B, \text{ кВт} \times \text{ с}/(\text{м}^3 \cdot \text{ }^\circ\text{C})$	$5,8 \pm 0,6$	$5,5 \pm 0,5$	$6,4 \pm 0,4$	$6,5 \pm 0,6$	$5,7 \pm 0,6$
$k \equiv k_V k_{\text{н}} k(z_0)$	2,5	2,9	2,9	2,8	4,3

\* По данным работы [20].

следует, что среднее значение коэффициента  $B = (5,9 \pm 0,6)$  кВт·с/(м<sup>3</sup>·°С), причем погрешность находится в пределах точности эмпирических формул (3) и (4). Погрешность  $B$  для отдельного реактора определяется расхождением его значений, вычисленных по формулам (3) и (4). Среднее значение  $v \approx (0,8 \div 0,9)$ .

Как следует из выражения (3), величина  $B = \alpha/w \sim \text{const} (c\rho)^{0,8} (d_r w)^{-0,2} \text{Pr}^{-0,4}$  при форсированном теплообмене слабо зависит от конструкции твэлов и термодинамических параметров теплоносителя и поэтому оказывается практически одинаковой для большинства реакторов.

Значение  $B \approx (5 \div 7)$  кВт·с/(м<sup>3</sup>·°С) также следует из обработки экспериментальных данных, проведенной М. Д. Миллионщиковым [3] для критерия  $St^* \equiv St/\sqrt{\xi}/8$  в широком диапазоне изменения параметров  $\xi$  и  $\text{Pr}$ , включающих область, характерную для исследовательских реакторов. Наконец, грубую оценку  $B$  можно получить, исходя из микроскопической модели Кармана — Прандтля передачи теплового потока  $q$  через турбулентный слой жидкости [5—7]:

$$B \equiv \frac{\alpha}{w} = \frac{q}{w\Delta t} \approx -c\rho\varepsilon\bar{t}/w\Delta t = 2c\rho\bar{t}w_{\perp}/wd_r, \quad (5)$$

где  $\varepsilon$  — турбулентная вязкость;  $\bar{t}$  — длина «пути перемешивания»;  $w_{\perp}/w$  — средняя величина относительной поперечной пульсации скорости. Подставляя в уравнение (5) экспериментальные значения  $w_{\perp}/w \approx 1,5 \cdot 10^{-2}$ ,  $\bar{t}/d_r \approx 5 \cdot 10^{-2}$ , найденные по данным работ [7—9], получим оценку  $B \approx (6 \pm 3)$  кВт·с/(м<sup>3</sup>·°С). Величина погрешности в основном определяется долей температурного перепада на ламинарном подслое, достигающей по различным моделям [5—7] (20 ÷ 50)% от полного  $\Delta t$ .

Формула (2) позволяет быстро оценивать теплотехнический запас реактора, причем она может быть отнормирована на экспериментальное значение  $B$  в одном из режимов его работы. Так как коэффициенты неравномерности энерговыделения различны для отдельных реакторов, то последние целесообразно сравнивать по величине  $k_1 \equiv k_V k_{\text{II}} k(z_0)$ . Из таблицы видно, что при  $k_V k_{\text{II}} \approx 2 \div 2,8$  реакторы имеют запас до кипения  $k(z_0)$  от 1,2 до 1,5. Параметры воды взяты из работы [10].

Авторы благодарят В. А. Шустова за критические замечания.

УДК 621.039.531

## Влияние перепада температуры на распухание стали X18N9 по стенке гильзы СУЗ

И. И. А. К. Е. Г., КОСТРОМ И Л. Г., ДМИТРИЕВ В. Д.

Некоторые конструкционные элементы активной зоны облучаются в условиях перепада температуры, в результате чего, например, наблюдается неоднородное распухание материала по периметру оболочки периферийных твэлов. \* Аналогично толстостенные элементы активной зоны быстрых реакторов, характеризующиеся неодинаковой температурой внутренней и наружной поверхностей, могут претерпевать неравномерное распухание по толщине стенки. Это подтверждается результатами изучения распухания гильзы СУЗ из стали X18N9, которая была облучена в БОР-60 до флюенса  $1,8 \cdot 10^{23}$  нейтр./см<sup>2</sup>, что соот-

ветствует 99 смещ./атом. Исследовался материал одной и той же грани в трех различных сечениях стенки толщиной 3 мм (см. таблицу).

Методика приготовления образцов в виде фольг для электронно-микроскопических исследований была описана ранее \*. Толщину фольги определяли с помощью съемки стереопар.

Электронно-микроскопические исследования микроструктуры стали X18N9 выявили отсутствие пор в нижнем сечении. В среднем сечении относительный объем пор составлял 1,5—2,5%. Более отчетливая неравномерность распухания стали обнаружена в верхнем сечении (рис. 1). Характер изменения микроструктуры стали X18N9 на различных расстояниях от внутренней поверхности гильзы представлен на рис. 2. Анализ электронно-микро-

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бать Г. А., Коченов А. С., Кабанов Л. П. Исследовательские ядерные реакторы. М., Атомиздат, 1972.
2. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С. А. Процессы теплообмена в ядерных энергетических установках. М., Атомиздат, 1974.
3. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках. Под ред. чл.-кор. В. И. Субботина. М., Атомиздат, 1975.
4. Михеев М. А., Михеева И. М. Основы теплопередачи. М., «Энергия», 1973.
5. Кэйс В. М. Конвективный тепло- и массообмен. М., «Энергия», 1972.
6. Повх И. Л. Техническая гидродинамика, Л., Машиностроение, 1976.
7. Хинце О. И. Турбулентность. М., Изд-во Иностранной литературы, 1960.
8. Ибрагимов М. Х. и др. Структура турбулентного потока и механизм теплообмена в каналах. М., Атомиздат, 1978.
9. Рухадзе В. К. «Атомная энергия», 1979, т. 46, вып. 6, с. 413.
10. Варгафтик Н. Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. М., «Наука», 1972.
11. Гончаров В. В. и др. Препринт ОЛИАЭ-2373. М., 1974.
12. Корнеев В. Т. и др. В кн.: Опыт эксплуатации и использования исследовательских реакторов. Т. 1. Предел, изд. СЭВ, 1974, с. 205.
13. Алексин А. П. и др. Препринт ЛИЯФ-283. Л., 1976.
14. Кирсанов Г. А. и др. «Атомная энергия», 1975, т. 39, вып. 5, с. 320.
15. Верховых П. М. и др. «Атомная энергия», 1976, т. 41, вып. 3, с. 201; Препринт ЛИЯФ-127. Л., 1974.
16. Ерыкалов А. Н. и др. Препринт ЛИЯФ-479. Л., 1979.
17. Цыканов В. А. и др. [12], с. 236.
18. Цыканов В. А. и др. «Kernenergie», 1966, В. 9, N 10, S. 310.
19. Цыканов В. А. и др. «Атомная энергия», 1977, т. 43, вып. 1, с. 3.
20. Directory of Nuclear Reactors. V. X, N. Y., 1976, p. 375.
21. Swartout J. e.a. In: Proc. III Intern. Conf. Geneva, 1964, Rep. 28/P/221.

Поступило в Редакцию 11.09.78

\* Шербак В. И. и др. В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Топливные и конструкционные материалы. Вып. 2 (5). М., изд. ВНИИНМ, 1976, с. 3.