

Искажение температурного поля активной зоны быстрого реактора при нарушении теплоотвода в топливных пакетах

БУКША Ю. К., БАГДАСАРОВ Ю. Е., КУЗНЕЦОВ И. А.

УДК 621.039.5.17.5

Одной из возможных аварий быстрого реактора является «локальная» авария, связанная с отклонением от нормальной работы одного или группы пакетов. Своевременное обнаружение и устранение причин аварии — один из основных вопросов безопасности быстрых реакторов. Для его решения необходимо изучить процессы, происходящие в аварийном пакете, и установить возможные пути распространения аварии на соседние пакеты. Ниже рассмотрено изменение температур в реакторе типа БН-600, вызванное увеличением гидравлического сопротивления отдельных топливных пакетов [1].

Снижение расхода теплоносителя через пакет может быть следствием ряда причин: забивание проходных сечений примесями, выпадающими из теплоносителя; распухание твэлов в процессе выгорания горючего; частичное перекрытие проходных сечений посторонними предметами, которые по каким-либо причинам могут попасть в реактор. При уменьшении расхода теплоносителя через отдельные пакеты и повышении в них температуры часть выделяющегося в этих пакетах тепла передается к соседним пакетам за счет теплопроводности. Поэтому распределение температуры в аварийных пакетах искажается по сравнению с нормальными условиями. В связи с этим в некоторых режимах выходная температура теплоносителя не может характеризовать температурное состояние пакетов [2]. Вопрос о наиболее целесообразном способе контроля работы всех топливных пакетов быстрого реактора пока не решен. Среди возможных способов следует отметить контроль с помощью температурных датчиков, установленных на выходе из пакетов; вопрос о достоверности информации, получаемой с помощью этих термомпар, имеет большое значение.

Три фактора мешают надежному контролю состояния пакета по выходной температуре: снижение температуры теплоносителя в аварийном пакете на верхнем торцовом экране, а при малых мощностях и на верхней части активной зоны; большая разница температур по сечению пакета, возникающая вследствие теплопроводности; перемешивание натрия, выходящего из аварийного пакета, с более холодным натрием соседних пакетов.

Оценим квазистационарное распределение температуры теплоносителя по высоте и радиусу

активной зоны на различных мощностях в случае уменьшенного расхода через один пакет (группу пакетов) с учетом теплоотвода к соседним нормально охлаждаемым пакетам. При оценке используем следующую модель. Примем, что передача тепла в радиальном направлении происходит только за счет теплопроводности (эффект межканального перемешивания теплоносителя можно учесть путем увеличения эффективного коэффициента теплопроводности).

Реактор гомогенизируется по тепловыделению и теплопроводности. Эффективная теплопроводность определяется из условия равенства истинного перепада температуры теплоносителя по радиусу аварийного пакета и перепада, рассчитанного с эффективной теплопроводностью:

$$\lambda_{\text{эф}} = \frac{R^2}{4 \int_0^R \frac{\pi r dr}{\int_0^R \lambda(r, \varphi) d\varphi}}, \quad (1)$$

где R — радиус пакета. Из выражения (1) следует, что эффективная теплопроводность есть результат усреднения теплопроводности по углу и термического сопротивления по радиусу. Для геометрии и материалов активной зоны реакторов типа БН-600 или БН-350 выражение (1) с достаточной точностью можно упростить:

$$\lambda_{\text{эф}} = \sum_i \lambda_i \varepsilon_i, \quad (2)$$

где λ_i , ε_i — соответственно теплопроводность и объемная доля компонентов активной зоны.

Подогревы теплоносителя во всех пакетах реактора, за исключением аварийного, считаются выравненными за счет дросселирования. Это обстоятельство незначительно влияет на распределение температур в аварийном пакете, так как зона его влияния ограничивается только одним рядом пакетов (это будет показано ниже). Неравномерность тепловыделения по радиусу реактора пренебрегаем, что тоже не сказывается существенно на результатах, так как диаметр пакета мал по сравнению с диаметром реактора.

При введенных допущениях температурное поле движущегося теплоносителя описывается уравнением

$$\lambda_{\text{эф}} \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} + q_v(z) = v c \gamma \varepsilon \frac{\partial T(r, z)}{\partial z}. \quad (3)$$

Здесь в аварийном пакете $v = v_1$, в реакторе $v = v_2$, где v_1, v_2 — скорость теплоносителя в аварийном пакете и в остальной части реактора соответственно; ε — объемная доля теплоносителя.

Передачей тепла в осевом направлении за счет теплопроводности пренебрегаем в связи с ее относительно малой величиной. Краевые условия

$$\left. \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} \right|_{r=0} = 0; \quad (4)$$

$$\left. \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} \right|_{r=R_1-0} = \left. \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} \right|_{r=R_1+0}; \quad (5)$$

$$T(r, z)|_{r=R_1-0} - T(r, z)|_{r=R_1+0} = -\lambda_{\text{эф}} R_t \left. \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} \right|_{r=R_1+0}; \quad (6)$$

$$\left. \frac{\partial T(r, z)}{\partial r} \right|_{r=R_2} = 0; \quad (7)$$

$$T(r, 0) = T_0. \quad (8)$$

Здесь R_1, R_2 — эквивалентный радиус аварийного пакета и реактора соответственно; R_t — термическое сопротивление стенок аварийного и соседнего с ним пакетов.

Тепловыделение по высоте распределено в нижнем и верхнем отражателях по экспоненциальной зависимости и в активной зоне реактора по косинусоидальной. Задача решалась методом сеток с использованием конечно-разностной схемы второго порядка аппроксимации.

На рис. 1—3 представлены характерные результаты расчета для двух режимов работы реактора: при номинальном расходе натрия через реактор и при номинальном подогреве его в реакторе на различных мощностях. Расход теплоносителя через аварийный пакет выбирался таким, чтобы в случае отсутствия тепло-

обмена между пакетами обеспечить достаточно большой подогрев (вплоть до температуры кипения). Таким образом, рассматриваются последствия увеличения гидравлического сопротивления отдельного пакета в реакторе, работающего на разных мощностях, до такой величины, когда в нем возникает опасное отклонение температуры. На рис. 1, а, б показано распределение по высоте реактора (ось абсцисс — расстояние от входа в нижний торцовый экран) максимальной температуры натрия в аварийном пакете (на оси), среднесмешанной температуры натрия по его сечению, температуры на краю пакета и температуры натрия в остальной части реактора на достаточном удалении от аварийного пакета при номинальном расходе через реактор на мощности, составляющей 100 и 2% номинальной. Из расчетов следует, что распределение максимальной температуры по высоте аварийного пакета имеет монотонный характер только при большой мощности. При малой мощности наблюдается снижение температуры натрия аварийного пакета в пределах верхнего торцового экрана, а в некоторых режимах и в верхней части активной зоны. Снижение температуры обусловлено тем, что на этих участках теплоотвод к соседним пакетам превышает теплоотвод за счет тепловыделения в твэлах. Наиболее сильно проявляется этот эффект при номинальном расходе теплоносителя через реактор. На номинальной мощности температура натрия на оси пакета достигает максимального значения на выходе активной зоны, в верхнем торцовом экране она примерно постоянна по высоте. Среднесмешанная температура в торцовом экране падает на 25°С вследствие увеличения температурного перепада по сечению аварийного пакета.

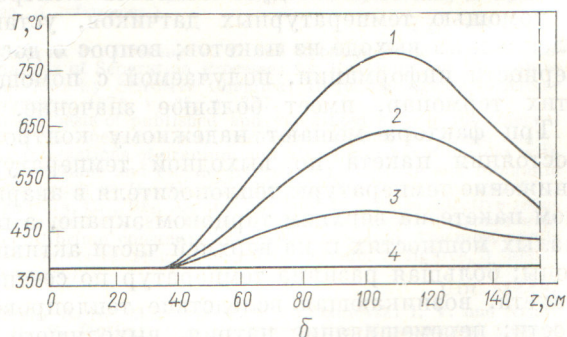
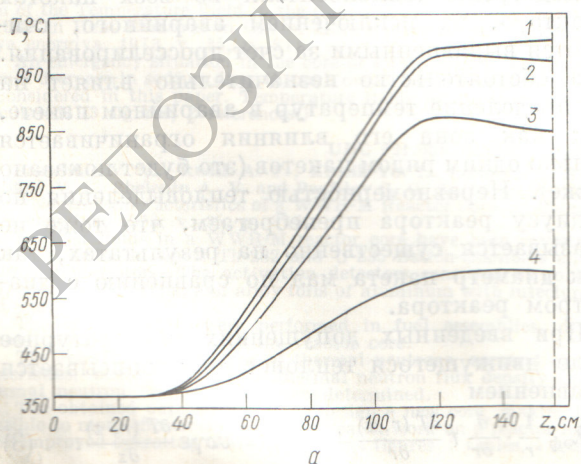


Рис. 1. Распределение температуры натрия T по высоте аварийного пакета при номинальном расходе натрия и мощности реактора 100 и 2% номинальной (а и б соответственно):

1 — в центре; 2 — средняя по сечению; 3 — на краю; 4 — на достаточном удалении от аварийного пакета, в невозмущенной части активной зоны.

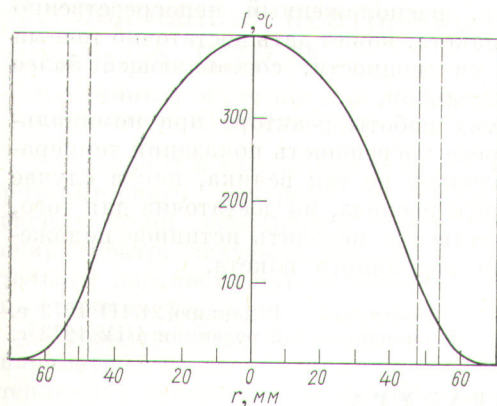


Рис. 2. Распределение температуры натрия T по радиусу реактора r в выходном сечении активной зоны при номинальном расходе натрия и мощности реактора 2%. По оси ординат отложена температура, отсчитанная от температуры на выходе из реактора.

По мере уменьшения мощности максимум температуры теплоносителя смещается к центру активной зоны. Из-за большого перепада температур по сечению пакета среднесмешанная температура натрия значительно ниже максимальной температуры в этом сечении. На рис. 2 показано распределение температуры натрия по радиусу реактора в выходном сечении активной зоны на мощности 2% номинальной при номинальном расходе теплоносителя через реактор. Температура отсчитывалась от температуры на выходе из реактора (ось ординат); пунктирные линии обозначают границы аварийного и соседнего с ним пакетов. Из рис. 2 видно, что «зона влияния» аварийного пакета не распространяется дальше одного ряда соседних с ним пакетов.

В рассмотренных режимах разность между максимальной температурой теплоносителя в пакете и его среднесмешанной температурой в выходном сечении составляет 45–295°С в диапазоне мощностей 100–2% номинальной. При номинальном подогреве эти разности значительно меньше, при тех же мощностях они составляют 45–150°С.

Среднесмешанную температуру теплоносителя аварийного пакета можно зафиксировать лишь в том случае, если температурный датчик ввести непосредственно в пакет; иначе неизбежно перемешивание с более холодным натрием соседних пакетов. Если приближать температурный датчик к пакету, эффект перемешивания уменьшается, однако полностью устранить его нельзя. Во всяком случае остается эффект перемешивания натрия аварийного пакета с

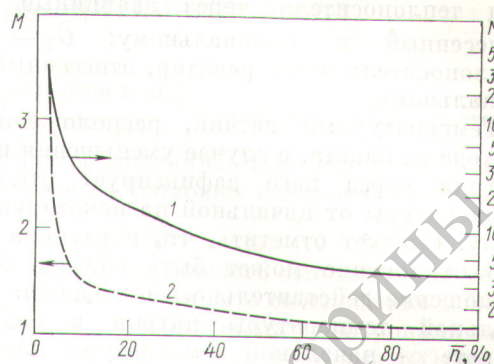


Рис. 3. Зависимость отношения M максимального отклонения температуры натрия в аварийном пакете от средней температуры на выходе из реактора к отклонению, фиксируемому датчиком, от мощности реактора p :

1 — с учетом перемешивания с натрием соседних пакетов; 2 — без учета перемешивания.

натрием, выходящим из близлежащих «окон» окружающих его шести пакетов. Если принять, что расход натрия равномерно распределяется между выходными окнами, можно считать, что к натрию аварийного пакета на выходе подмешивается расход «холодного» натрия, равный расходу одного нормально работающего пакета. Исходя из того, что зона влияния аварийного пакета не превышает одного ряда окружающих его пакетов, для подогрева теплоносителя в аварийном пакете с учетом перемешивания на выходе получаем следующее выражение:

$$\theta = \frac{n - n_T + n + \frac{n_T}{6}}{C(G_1 + G_2)}, \quad (9)$$

где n — мощность пакета; n_T — часть мощности аварийного пакета, теряемая за счет теплоотвода к соседним пакетам; C — теплоемкость теплоносителя; G_1 , G_2 — расход теплоносителя через аварийный и нормальный пакеты соответственно.

Принимая во внимание, что

$$n_T = n - CG_1\theta_1,$$

выражение (9) переписываем в таком виде:

$$\theta = \frac{\theta_1}{n} \frac{\frac{5}{6} \bar{G}_1 + \frac{7}{6} \theta_{\text{ном}}}{\bar{n} \left(\frac{\bar{G}_1}{n} \right) + \bar{G}_2}, \quad (10)$$

где θ_1 — подогрев натрия в аварийном пакете; $\theta_{\text{ном}}$ — подогрев натрия в реакторе при номинальных расходе и мощности; n — мощность пакета, отнесенная к номинальной; $\bar{G}_1$ — рас-

ход теплоносителя через аварийный пакет, отнесенный к номинальному; $\bar{G}_2$ — расход теплоносителя через реактор, отнесенный к номинальному.

Температурный датчик, расположенный на выходе из пакета, в случае уменьшения расхода натрия через него зафиксирует отклонение температуры от начальной на некоторую величину. Следует отметить, что в глубине пакета это отклонение может быть гораздо больше. Отношение действительного отклонения максимальной температуры натрия в аварийном пакете от начальной температуры натрия на выходе из пакета к отклонению, зафиксированному датчиком, с учетом и без учета перемешивания в зависимости от мощности показано на рис. 3. Кривая 1 построена в логарифмическом масштабе с учетом перемешивания натрия аварийного пакета с натрием соседних пакетов (при минимальном разбавлении), кривая 2 — без учета перемешивания. Из рис. 3 следует,

что датчик, расположенный непосредственно в головке пакета, может дать достаточно точный результат на мощности, составляющей более 30% номинальной.

В режимах работы реактора при номинальном подогреве погрешность показаний температурных датчиков не так велика, как в случае номинального расхода, но достаточна для того, чтобы существенно исказить истинное положение внутри аварийного пакета.

Поступила в Редакцию 21/III 1972 г.
В окончательной редакции 4/IV 1973 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лейпунский А. И. и др. «Атомная энергия», 1968, т. 25, с. 403.
2. Fridland A. Relation Between Maximum Core Temperatures and Thermocouple Outlet Readings for Failures Subassemblies. Intern. Conf. on Safety of Fast Breeder Reactors (Aix-en-Provence, France, 1967).

Уважаемые читатели!

Если Вы хотите приобрести отдельные номера журнала «Атомная энергия», извещайте нас об этом за 1,5—2 месяца до выхода интересующего Вас номера в свет (ноябрьский заказывайте в сентябре, декабрьский — в октябре и т. д.). Заявки шлите по адресу: 101876, Москва, Центр, ул. Кирова, 18, редакция журнала «Атомная энергия».