

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ВЕРХНЕЙ КАМЕРЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Ю.Е. Швецов

*Федеральное государственное унитарное предприятие
«Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск*

Надежность и безопасность эксплуатации ядерного реактора в значительной степени обеспечивается сохранением целостности его корпуса в переходных и аварийных режимах. В свою очередь прочностные характеристики корпуса во многом зависят от температурных условий, при которых корпус эксплуатируется. Наиболее жесткие с этой точки зрения условия реализуются в верхней камере ядерного реактора, поскольку именно здесь наблюдается наиболее высокий уровень температуры, а в переходных режимах появляется возможность термоциклирования материала корпуса. Поэтому задача адекватного расчета полей скорости и температуры теплоносителя в верхней камере ядерного реактора приобретает особую актуальность, а верификация теплогидравлических кодов, используемых для расчетного анализа теплогидравлических процессов в верхней камере, становится важной задачей. Особенно ценно, когда верификация осуществляется на экспериментальных данных, полученных непосредственно на действующих реакторах. В России для анализа переходных и аварийных режимов на быстрых реакторах широко используется код GRIF [1]. GRIF - это однофазный комплексный теплогидравлический код, предназначенный для расчета динамики теплогидравлических параметров в жидкометаллическом ядерном реакторе, как в стационарных, так и в переходных режимах. Особенностью кода является возможность использования моделей разной геометрической размерности для различных элементов реактора и возможность моделирования теплогидравлических процессов не только в основном тракте реактора, но и в межпакетном пространстве. Из опыта анализа переходных и аварийных режимов известно, что при обосновании безопасности быстрых реакторов возникает целый ряд прикладных задач, в которых учет тепломассообмена с межпакетным пространством оказывается важным [2].

Код GRIF содержит следующие основные модули:

- трехмерная теплогидравлическая модель для расчета полей скорости натрия, давления и температуры в первом контуре реактора, основанная на модели «пористого тела»;
- трехмерная модель для расчета полей скорости натрия, давления и температуры в межпакетном пространстве активной зоны;
- набор 1D, 2D и 3D моделей для вычислений температурных полей в «непроницаемых» элементах (твэлах, чехлах ТВС и т.д.);
- теплогидравлическая модель промежуточного и аварийного теплообменников;
- модель насоса первого контура;
- 1D модель второго контура;
- 1D модель системы аварийного отвода тепла от реактора;
- точечную модель нейтронной кинетики.

Основу программы составляет теплогидравлический модуль, в котором рассчитываются трехмерные поля скорости давления и температуры теплоносителя первого контура в цилиндрической r-φ-z геометрии. Система уравнений тепломассообмена записывается в рамках модели пористого тела. Жидкость считается несжимаемой, эффекты стратификации учитываются в приближении Буссинеска. Ниже приведена эта система уравнений:

$$(\vec{\nabla} \varepsilon \vec{U}) = J$$

$$\frac{\partial \vec{U}}{\partial \tau} + \frac{1}{\varepsilon} (\vec{\nabla} \cdot \vec{U}) \cdot \varepsilon \vec{U} = -\frac{1}{\rho_0} \vec{\nabla} P + (\vec{\nabla} \nu_{eff} \vec{\nabla}) \cdot \vec{U} + J \cdot \vec{U}_J + \vec{F}$$

$$c_p \rho \cdot \left[\frac{\partial T}{\partial \tau} + (\vec{\nabla} \varepsilon \vec{U}) \cdot T \right] = (\vec{\nabla} \lambda \vec{\nabla}) \cdot T + J \cdot c_p \rho \cdot T_J + Q,$$

$$\text{где } \vec{F} = -\frac{\rho(\tau)}{\rho_0} \vec{g} - \Lambda^T \left(\left| \vec{U} \right| \right) \cdot \vec{U} \quad Q = \alpha \frac{\Pi}{S} (\Theta - T) + q_v$$

Принятые обозначения:

\vec{U} - скорость теплоносителя; ε - пористость среды по теплоносителю; ν_{eff} - эффективная кинематическая вязкость; ρ - плотность теплоносителя; Λ^T - тензор коэффициентов сопротивления пористой среды; P - давление; T - температура; $C_p \rho$ - удельная теплоемкость теплоносителя; λ - тензор эффективных коэффициентов теплопроводности; q_v - удельное объемное энерговыделение, $\alpha \frac{\Pi}{S} (\Theta - T)$ - член, учитывающий теплообмен с конструкциями, контактирующими с теплоносителем первого контура; J - источник (сток) массы за счет массообмена с межпакетным пространством; U_J - скорость межпакетного натрия, а T_J его температура.

Для описания теплогидравлики межпакетного натрия используется та же система дифференциальных уравнений, что и для основного тракта (уравнения (1)-(5)) однако решается она для подобласти, покрывающей часть реактора, где имеется межпакетный натрий.

Система уравнений модели решается численно итерационным методом, изложенным в работе [3].

Ранее код уже прошел верификацию на следующем наборе экспериментов.

– Вынужденное струйное течение в кубической полости. [4]. (Сравнивались экспериментальные и расчетные профили скорости изотермической жидкости в различных поперечных сечениях кубической полости).

– IANR-эталонный тест по анализу явлений расслоения в полости, моделирующей типичную геометрию верхней камеры быстрого реактора. [5] (Выполнено сравнение измеренных и рассчитанных профилей скорости и температуры в модели верхней камеры реактора).

– Неизотермическое течение натрия в 169-стержневом электрообогреваемом пучке с “угловыми” и “центрными” блоками проходного сечения [6]. (Сравнивались распределения температуры натрия в горизонтальных сечениях сборки на разном удалении от блокады)

– Эксперименты на стенде RAMONA. Экспериментально исследуется возможность отвода тепла от «активной зоны» реактора интегрального типа с помощью аварийных теплообменников погружного типа, размещенных в верхней камере «реактора» [7,8]. (Выполнено сравнение нестационарных полей скорости и температуры в реакторной модели в условиях сложной внутренней геометрии исследуемого объекта и при совместном действии принудительной и естественной конвекции).

– БН-600. Эксперимент по измерению динамики температур в верхней камере реактора после сброса стержней АЗ (Данные получены на Белоярской АЭС, выполнено сравнение расчетных температур на выходе из активной зоны реактора с показаниями штатных термопар).

– БН-600. Эксперимент по измерению динамики температур в первом контуре реактора в режиме перехода на естественную циркуляцию натрия (Данные получены на Белоярской АЭС, выполнено сравнение расчетных температур с показаниями штатных термопар).

Однако спектр прикладных задач, для решения которых применяется код, достаточно

широк, как широк и спектр явлений, которые необходимо адекватно моделировать при их решении. Особенно ценной является верификация кода на данных, полученных не на стендах, а на действующих реакторах. Ниже приводятся результаты верификации кода GRIF на экспериментальных данных, полученных на японском реакторе MONJU.

Расчетный анализ нестационарного теплообмена в верхней камере реактора MONJU

Описание эксперимента, выполненного на реакторе MONJU. MONJU – это японский демонстрационный быстрый реактор петлевого типа, охлаждаемый натрием [9]. В декабре 1995 года на реакторе был выполнен эксперимент, в ходе которого имитировалась авария, инициируемая отказом главного конденсатора. В исходном состоянии реактор работал на уровне мощности 45%. Иницирующий отказ сопровождался следующей цепочкой событий:

- закрытие стопорных клапанов турбины;
- сброс стержней аварийной защиты;
- останов всех главных циркуляционных насосов первого контура и
- ввод в работу вспомогательных насосов, обеспечивающих в первом контуре относительно малый расход теплоносителя.

Данный режим представляет особый интерес с точки зрения обоснования прочностных характеристик корпуса реактора. Изменение расхода по первому контуру и мощности реактора вызывает перестройку поля скорости и температуры в верхней камере реактора, что как известно, может привести к дополнительному температурному нагружению корпуса реактора. В ходе выполнения теста измерялись расход через активную зону, температура натрия на выходе из каждой тепловыделяющей сборки (ТВС) и распределение температуры по высоте верхней камеры реактора [10]. На рисунках 1, 2 в качестве примера показаны результаты измерений расхода теплоносителя по первому и второму контуру и температуры натрия на выходе из ряда ТВС в ходе теста [11].

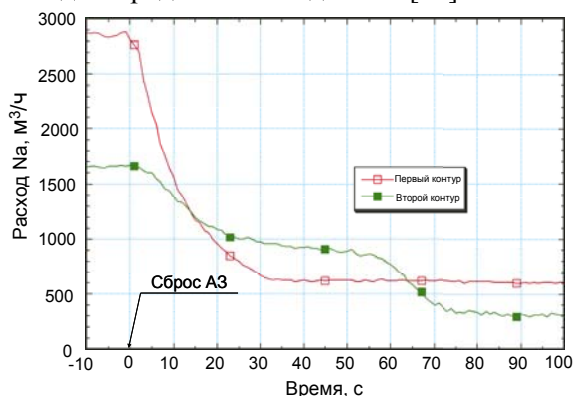


Рис. 1. Расход натрия по первому и второму контурам

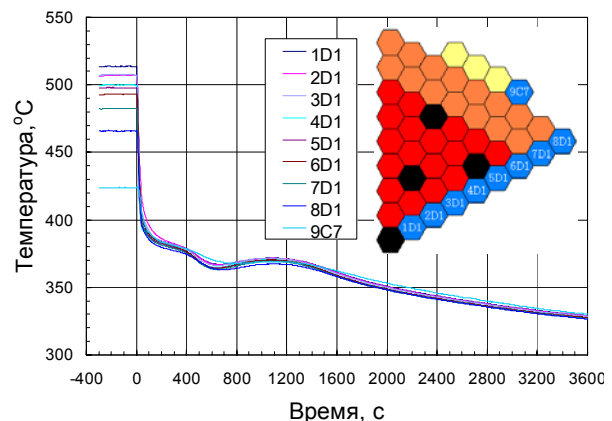


Рис. 2. Температура натрия на выходе из ТВС

Конструкция верхней камеры реактора MONJU. Верхняя камера реактора MONJU имеет достаточно сложную конструкцию (рис. 3) [12]

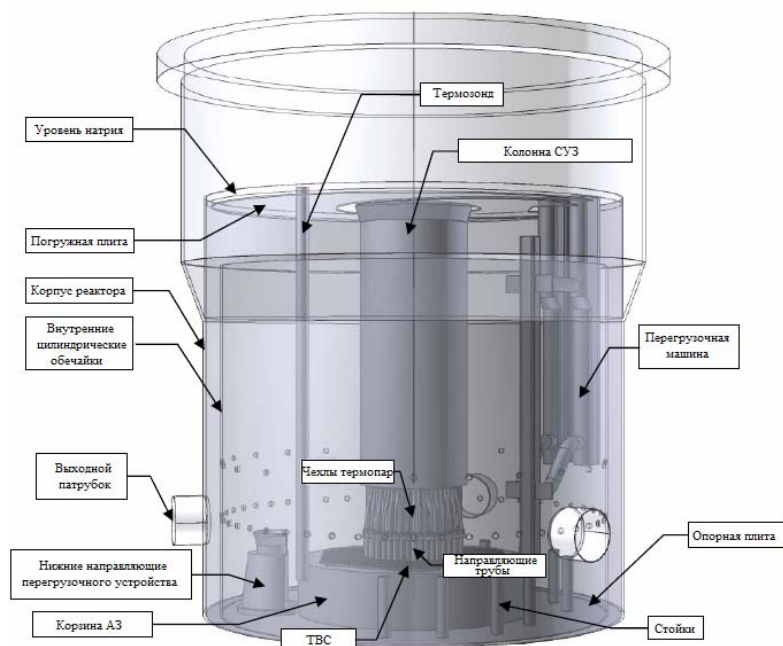


Рис. 3. Верхняя камера реактора MONJU

Поток натрия, выходящий из ТВС активной зоны, сначала поступает в надзонное пространство. Характерной особенностью надзонного пространства является его чрезвычайная затесненность элементами конструкции – чехлами термопар, контролирующими температуру натрия на выходе из ТВС, и направляющими чехлами стержней СУЗ. Далее теплоноситель поступает в кольцевое пространство, образованное внешней поверхностью колонны СУЗ и внутренней цилиндрической обечайкой, отделяющей основной объем верхней камеры от выходных патрубков реактора. Обечайка и корпус реактора образуют кольцевой опускной зазор. При работе реактора на энергетических режимах мощности натрия в верхней камере движется преимущественно вверх, и, переливаясь через верхнюю кромку, поступает в кольцевой зазор, а затем – в выходные патрубки. Только незначительная часть натрия поступает в кольцевой зазор через нижний и верхний ряды отверстий в обечайке. Однако при снижении общего расхода начинает все более существенную роль играть стратификация разнагретого теплоносителя в объеме верхней камеры, что оказывает влияние и на соотношение потоков натрия по трем вышеуказанным «трактам». Перераспределение потоков в свою очередь влияет на поле температуры в камере. Поле температуры по высоте камеры контролируется термозондом, оснащенным 36 термопарами.

Таким образом, с одной стороны в данном эксперименте в верхней камере реактора реализуется достаточно сложный режим течения в условиях непростой внутренней геометрии объекта, а с другой - обеспечивается детальный мониторинг распределения температуры по высоте камеры. Поэтому полученные в ходе теста результаты измерений представляют собой хорошие данные для верификации теплогидравлических кодов.

Расчетная модель верхней камеры. Модель верхней камеры реактора MONJU включает в себя по углу сегмент с раствором угла 60° , а по высоте охватывает область между опорной плитой и верхней погруженной плитой. Большое цилиндрическое тело колонны СУЗ представлено явным образом в расчетной модели, но ее теплообмен с омывающим потоком натрия не учитывается. Остальные элементы, расположенные между дном колонны СУЗ и выходными головками ТВС, представлены в рамках модели пористого тела. Отверстия во внутренней обечайке описаны явно, но с использованием только одного элемента сетки на одно отверстие. Моделируемая 1/6 часть верхней камеры реактора MONJU покрыта следующей неоднородной (R*Z*Fi)-сеткой - (34*44*25). Индексы сетки соответственно имеют обозначения: (i,k,j). Одно из вертикальных сечений расчетной области приведено на рисунке 4а, на рисунке 4б показаны горизонтальные сечения.

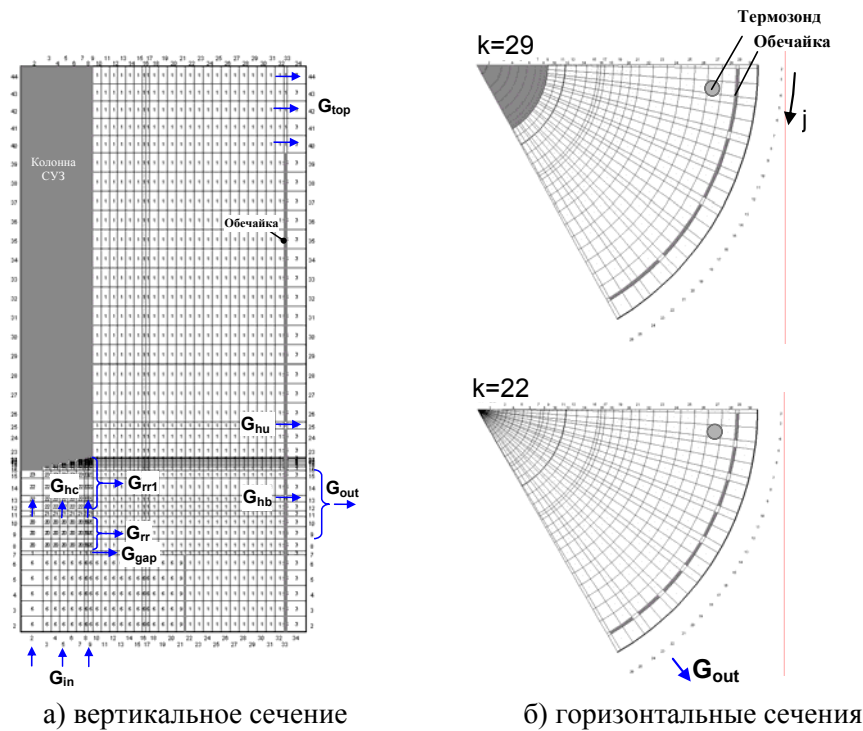


Рис. 4. Расчетная область реактора MONJU

Анализ влияния общего расхода через реактор на режим течения в верхней камере.

Первые пробные расчеты полей скорости и температуры в камере в исходном стационарном состоянии показали существенное отличие картины течения, предсказываемой кодом GRIF от результатов других авторов. Это, например, видно из рисунка 5а и 5б, где полученные по GRIF результаты сравниваются с расчетными результатами авторов Камиде и Ошима [11].

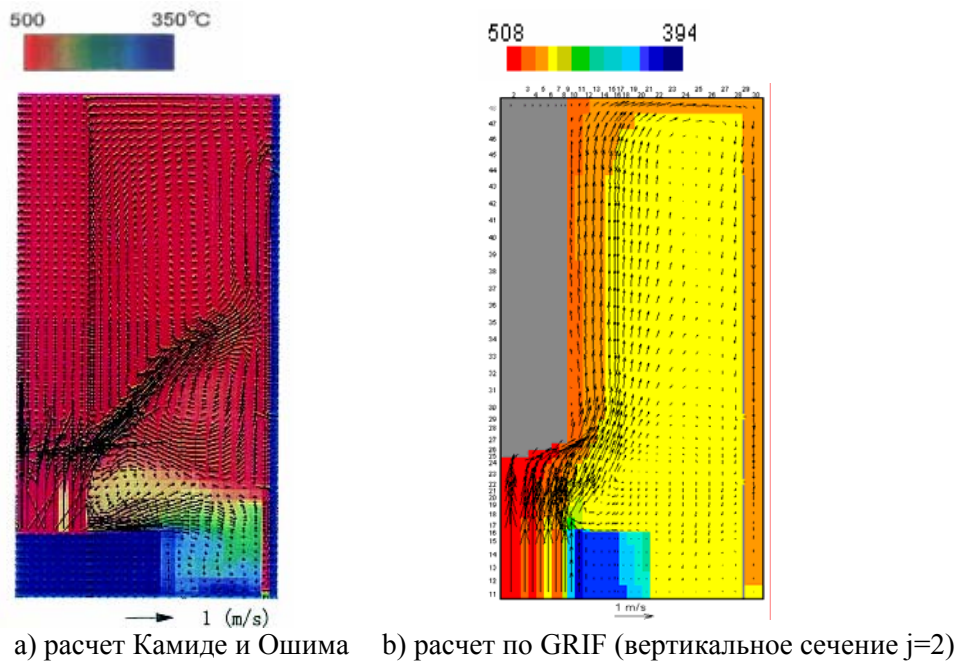


Рис. 5. Поля скорости и температуры в исходном стационарном состоянии

Поля течения заметно отличаются друг от друга. GRIF предсказывает формирование «режима восходящего потока», когда горячий натрий выбрасываемый из-под днища колонны движется преимущественно вверх, омывая внешнюю поверхность колонны СУЗ, и в результате в объеме верхней камеры формируется один большой вихрь. Другую картину течения, которую

можно назвать «струйным режимом течения», предсказывают расчеты авторов Камиде и Ошима. В этом случае струя, выбрасываемая из-под днища, пересекает пространство верхней камеры, разделяя ее на две рециркуляционные зоны. В результате и поля температуры для рассматриваемых вариантов оказываются различными.

Чтобы выяснить причины столь существенных различий, был выполнен параметрический анализ влияния на картину течения следующих параметров:

- Общего расхода через активную зону в диапазоне $G=0,4 \div 2,0 \cdot G_0$, где G_0 – расход в условиях «ЕЦ-теста».
- Пространственного распределения скорости и температуры в камере, выбираемого в качестве начального приближения.

Последовательность расчетов всех вариантов показана на рис. 6, а примеры расчета полей скорости и температуры для отдельных вариантов – на рис. 7.

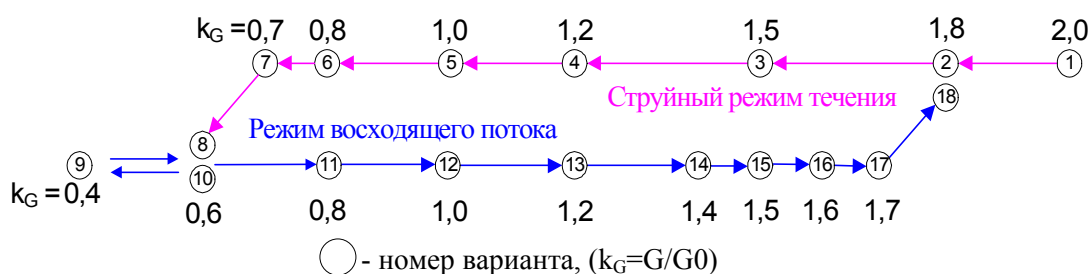
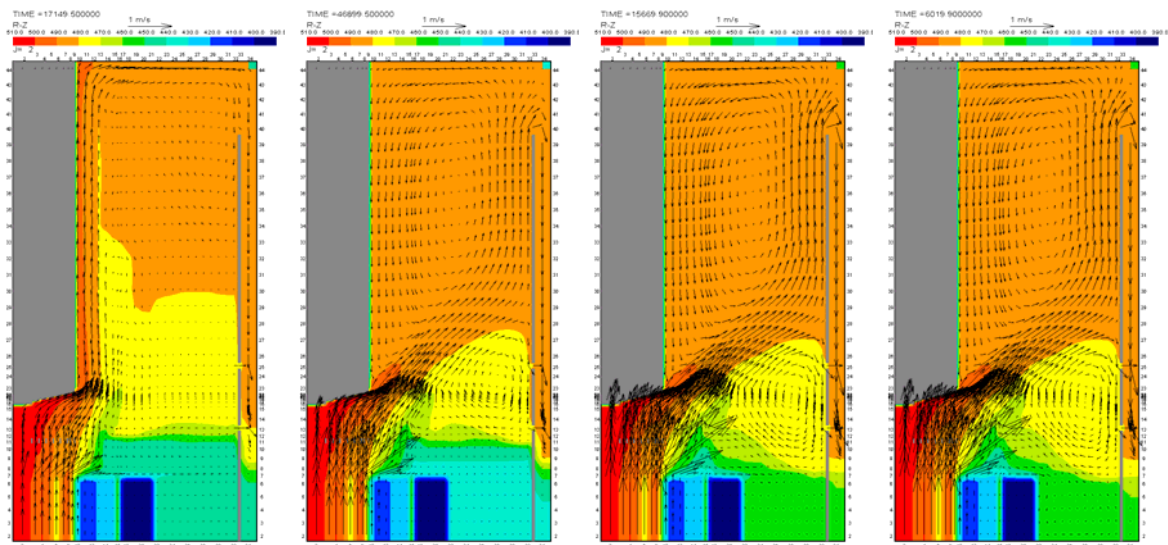


Рис. 6. Диаграмма, иллюстрирующая последовательность расчетов

Расчеты были начаты с варианта 1, в котором расход натрия в 2 раза превышал расход в «ЕЦ-тесте», и расчеты по GRIF для данного варианта показали ярко выраженный «Режим струйного течения». Затем для последующих расчетов полученные в варианте 1 распределения скорости и температуры были взяты в качестве начального приближения, и общий расход постепенно снижался. В итоге для вариантов со 2-ого по 7-ой в результате расчета получались «Режимы струйного течения», но после перехода к варианту 8 ($G=0,6 \cdot G_0$) режим течения в камере сменился на «Режим восходящего потока». Затем в следующей серии расчетов в качестве начального приближения были выбраны поля скорости из варианта 9 – ярко выраженный «режим восходящего потока», и в последующих вариантах расход через активную зону вновь увеличивался. В итоге «режим восходящего потока» сохранялся вплоть до варианта 17 ($G=1,7 \cdot G_0$) и сменился на «Режим струйного течения» только при переходе к варианту 18 ($G=1,8 \cdot G_0$). Таким образом, можно сделать вывод, что в диапазоне расходов $G=0,7 \div 1,7 \cdot G_0$ задача имеет одновременно два решения, и какое из них реализуется в расчете, зависит от задаваемого начального приближения (Рис. 7) Не исключено, что наблюдаемая неоднозначность решения отражает реальную неоднозначность режима течения в камере.



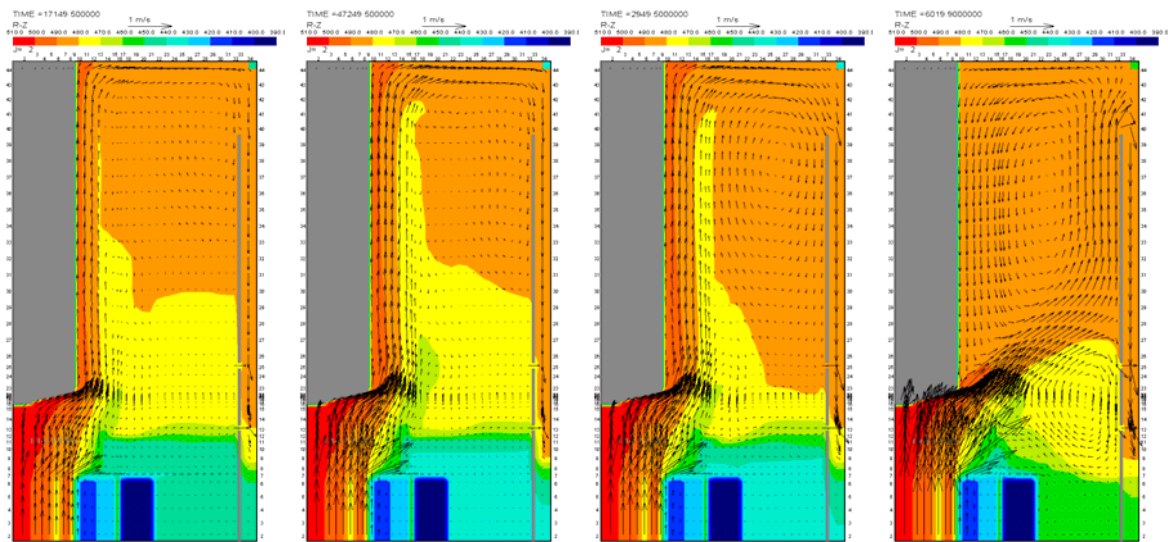
$k_G = 0,6$

$k_G = 1,0$

$k_G = 1,5$

$k_G = 1,8$

а) начальное приближение - «Режим струйного течения»



$k_G = 0,6$

$k_G = 1,0$

$k_G = 1,5$

$k_G = 1,8$

б) начальное приближение - «Режим восходящего потока»

Рис. 7. Стационарные поля скорости и температуры в различных вариантах, расчет по GRIF ($k_G = G/G_0$)

Тепломассообмен в верхней камере в переходном режиме.

Наложение сил вынужденной и естественной конвекции ведет к значительной перестройке потоков в верхней камере (рис. 8) по мере снижения общего расхода через реактор. Уже через 2 минуты происходит полное расслоение натрия в камере с образованием «горячей пробки» в ее верхней части. Далее граница пробки движется вверх, пока не достигнет верхней кромки внутренней кольцевой обечайки.

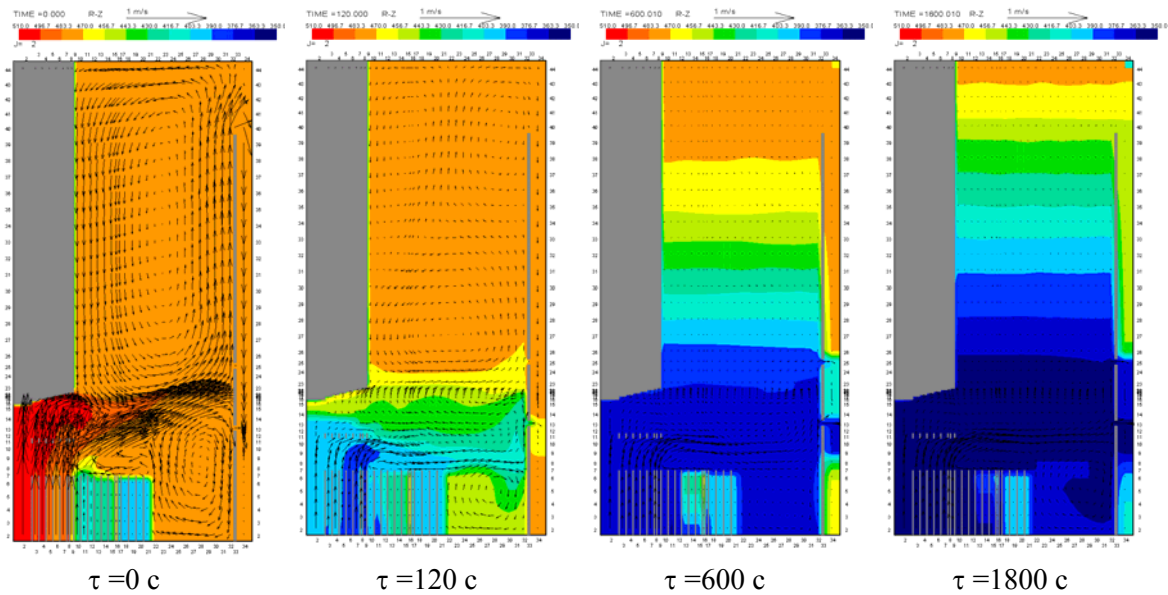


Рис. 8. Поля скорости и температуры в различные моменты времени (Расчет по GRIF)

Скорость движения фронта стратификации определяется соотношением потоков натрия по упомянутым выше трем трактам – через нижний ряд отверстий, через верхний ряд отверстий и через зазор над верхней кромкой внутренней обечайки. В исходном состоянии 95% поступившего в камеру натрия покидает его через зазор над верхней кромкой внутренней обечайки (рис. 9). Однако общий расход через реактор быстро падает, и образовавшаяся «горячая пробка» почти полностью блокирует расход по данному пути. В итоге на протяжении всей фазы процесса, пока в камере существует температурное расслоение, большая часть натрия покидает объем верхней камеры через отверстия в обечайке (около 60% через нижний ряд и около 30% через верхний) и только менее 10% общего расхода приходится на поток через зазор над верхней кромкой обечайки.

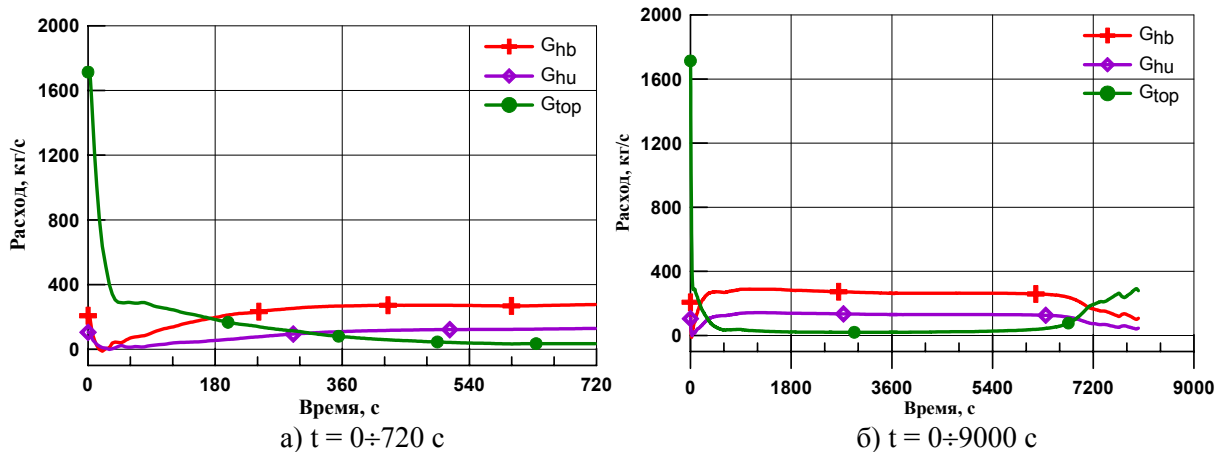


Рис. 9. Распределение выходящих из верхней камеры потоков натрия по трем трактам: через нижний ряд отверстий (G_{hb}), через верхний ряд отверстий (G_{hu}) и через зазор над верхней кромкой внутренней обечайки (G_{top})

Фаза стратификации в основном заканчивается через два часа после начала переходного процесса (рис. 10). Поле температуры в верхней камере становится однородным всюду, кроме самого верхнего слоя, где образуется застойная зона.

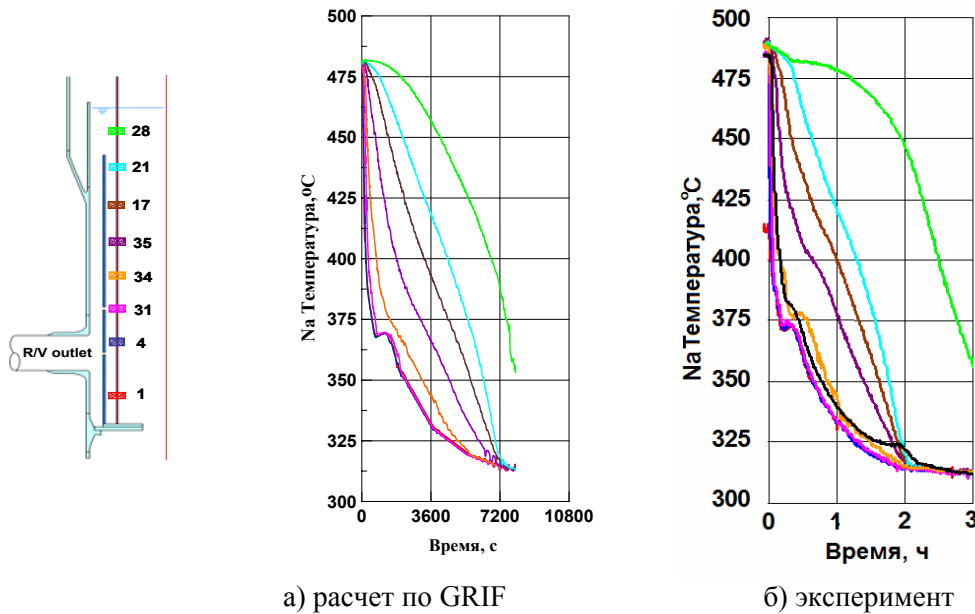


Рис. 10. Динамика показаний отдельных термопар термозонда

Следует отметить удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных кривых на рис 10. Непосредственное сравнение расчетных и экспериментальных значений температуры в отдельных точках измерения выполнено на рис. 11

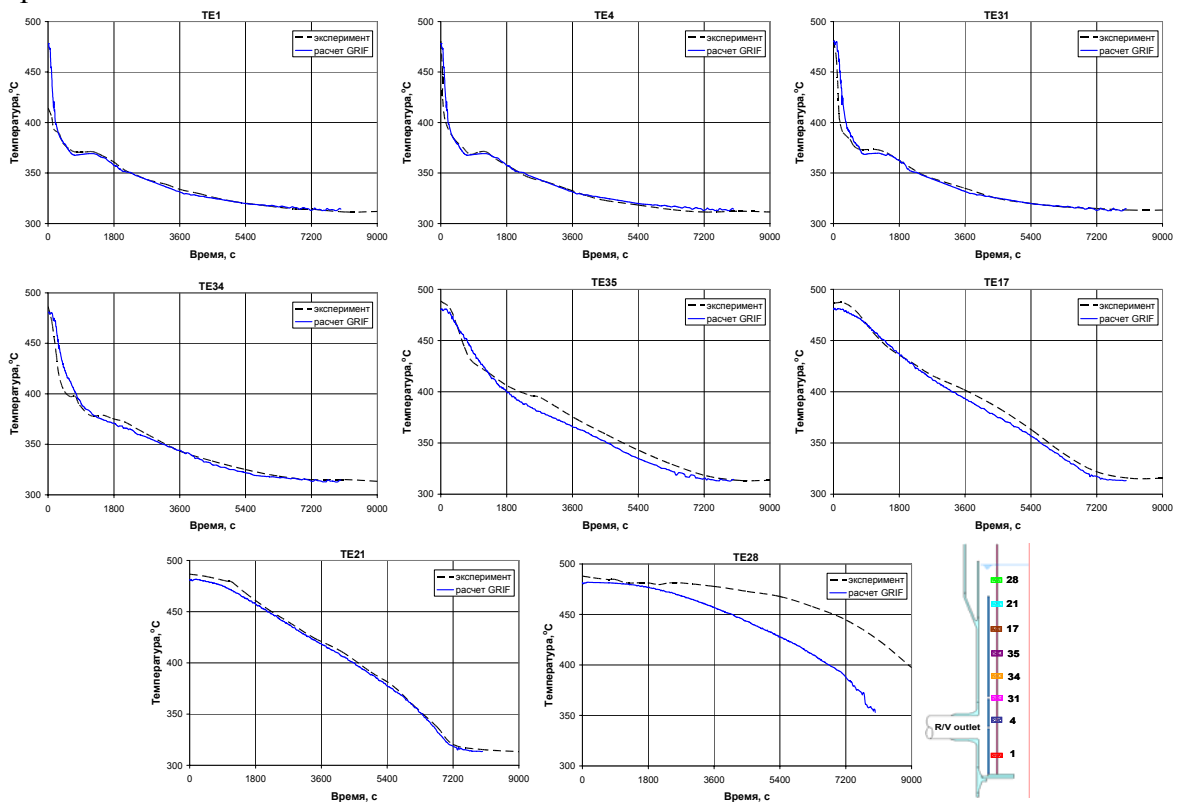


Рис. 11. Сравнение расчетных и экспериментальных значений показаний термопар.

Значительное расхождение наблюдается только для одной термопары, расположенной выше верхней кромки обечайки, именно там, где образуется застойная зона и дольше всего сохраняется стратифицированное состояние. Возможным объяснением причины данного расхождения с экспериментом может быть слишком

грубая разностная сетка в области, где наблюдаются большие градиенты переменных. В целом же согласие расчета по коду GRIF и эксперимента следует признать удовлетворительным.

О влиянии отдельных параметров на переходной процесс в верхней камере.

Чтобы глубже понять характер протекающих в верхней камере реактора MONJU явлений и оценить, как может повлиять на точность расчета погрешность в определении исходных параметров, был выполнен ряд расчетов по коду GRIF, в которых варьировались отдельные параметры модели. Одна такая погрешность может быть связана с определением коэффициента гидравлического сопротивления отверстий в кольцевой обечайке. Данный коэффициент сопротивления хорошо известен, если поток направлен вдоль оси отверстия, однако в нашем случае набегающий поток заведомо движется под большим углом к оси, причем этот угол может меняться в ходе переходного процесса. Результаты параметрических расчетов представлены на рис. 12а в виде зависимости длительности «фазы стратификации» от коэффициента гидравлического сопротивления отверстий.

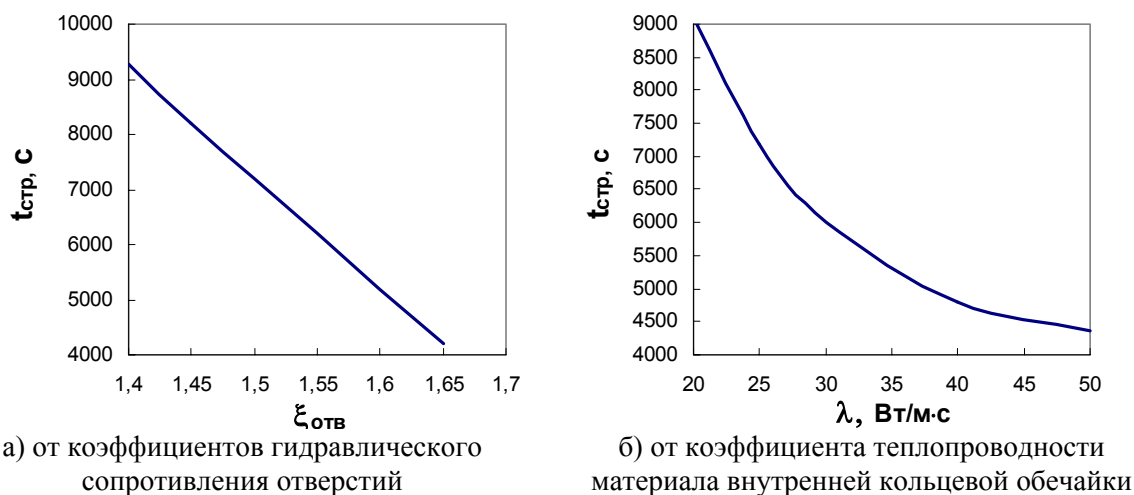


Рис. 12. Зависимость длительности «фазы стратификации» от коэффициентов

Видно, что длительность периода существования расслоенного режима в камере весьма чувствительна по отношению к величине гидравлического сопротивления отверстий. Так, увеличение последнего всего на 10% приводит к увеличению скорости движения температурного фронта вдоль высоты камеры почти в 2 раза. Еще одним существенным параметром, влияющим на длительность переходного процесса в камере, является теплопроводность внутренней обечайки (Рис. 12б). При увеличении теплопроводности увеличивается теплообмен между натрием, движущимся вниз в опускном кольцевом зазоре, и натрием, движущимся вверх в объеме камеры. Это приводит к выравниванию температуры и в итоге, к снижению напора естественной циркуляции, препятствующему движению натрия по тракту, проходящему через зазор над верхней кромкой внутренней обечайки. В результате температурный фронт движется быстрее и длительность «фазы стратификации» сокращается.

Выводы

На основе выполненного расчетного анализа эксперимента на реакторе MONJU можно сделать вывод о том, что код GRIF позволяет адекватно описывать нестационарные трехмерные течения в верхней камере быстрого реактора при совместном действии естественной и вынужденной конвекции, что подтверждается согласием расчетных и экспериментальных значений температур в подавляющем большинстве точек измерения на протяжении всего переходного процесса.

Параметрический анализ течения и теплообмена в верхней камере реактора MONJU показал, что:

- в исходном стационарном состоянии в определенном диапазоне значений

общего расхода через реактор задача становится неоднозначной и может иметь два разных решения, отвечающих двум разным картинам течения. Реализация того или иного решения зависит от предыстории (начального приближения);

– переходной процесс оказался довольно чувствительным к следующим двум параметрам: гидравлическому сопротивлению отверстий во внутренней кольцевой обечайке камеры и величине теплопроводности материала обечайки. Поэтому относительно малые погрешности в определении этих параметров могут привести к значительным ошибкам в решении.

Список литературы

- 1 GRIF and HYDRON – 3D Codes for Analysis of Thermal and Hydraulics Parameters or Reactors with 1-Phase Incompressible coolant/ Shvetsov Yu.E., Volkov A.V./ Report 10-th International Meeting of IAHR Working Group on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics.- Obninsk, Russia, 2001, July 17-19.
- 2 Analytical studies on thermal-hydraulic parameters of fast reactor taking into account effect of inter-wrapper space/ Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E./ Report International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities.- Kyoto, Japan, 2009, December 7-11.
- 3 Леончук М.П., Швецов Ю.Е., Швецова Л.В.. Расчет пространственного теплообмена в (r-φ-z)-геометрии: препринт № 1977.- Обнинск: ФЭИ, 1989.
- 4 Bengue J.P., Coeffe Y., Herledan R./ Report on 7-th Int. Conf. On Numerical Methods in Fluid Dynamics.- Stanford Uni., USA, 1980, June 23-27.
- 5 Kobayashi J. et al./ Proc. 29-th Nat. Heat Transfer Symp. - Japan, 1992, Вып.153. С. 98,.
- 6 Specifications of Liquid Metal Boiling/ Working Group Benchmark Calculations.- Winfrith Technology Centre: Dorchester, 1989
- 7 . Thermohydraulic Investigations on the Transition from Forced Nominal to Natural Circulation DHR Operation Conditions in the Reactor Model Ramona/ Weinberg D., Kamide H., Marten K., Hoffman H./ Description of a Benchmark Problem - Karlsruhe, 1990
- 8 Thermohydraulic Investigations on the Transition from Forced Nominal to Natural Circulation DHR Operation Conditions in the Reactor Model Ramona/ D.Weinberg, H.Oshima, K.Marten, H.Hoffman/ Experimental rezalts of Case 1 and Case 2 - Karlsruhe, 1991
- 9 Fast reactor data base. IAEA-TECHDOC-866, 1996
- 10 Shinju Yoshikawa, Masaki Minami /Data description for second Research coordination Meeting (RCM) of IAEA Coordinated Research Project (CRP) on “Benchmark Analysis of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor”.- JAEA, 2009.
- 11 MONJU plant trip test in December 1995/ Shinju Yoshikawa/ Consultants meeting on IAEA Coordinated Research Project: “Benchmark Analysis of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor”.- JAEA, 2007.
- 12 Shinju Yoshikawa/ Data description for Numerical Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel.- JAEA, 2007.