

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ ВКЛЮЧЕНИЯ ГЦН ВВЭР-1000 РАНЕЕ НЕ РАБОТАВШЕЙ ПЕТЛИ

И.Е. Брагин, В.И. Белозеров

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Для моделирования режима включения ГЦН ранее не работавшей петли в качестве расчетного средства был выбран РК КОРСАР/ГП, который обеспечивает связанное численное моделирование нестационарных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в РУ ВВЭР в эксплуатационных и аварийных режимах.

Исследование данных режимов с применением теплогидравлических кодов дает возможность провести анализ протекания переходных и некоторых аварийных процессов без использования метода промышленных испытаний, что способствует созданию основы для решения проблем обеспечения надежности, эксплуатационной безопасности и эффективности атомных станций.

Повышение требований к безопасности АЭС выявляет необходимость снятия излишнего консерватизма при анализе, на основании которого формулируются требования к системам безопасности, а также необходимость совершенствования знаний закономерностей нестационарных теплогидравлических процессов на основе современных машинных программ (или кодов), предназначенных для улучшенного расчетного анализа нестационарной теплогидравлики циркуляционных контуров водоохлаждаемых ядерных реакторов в аварийных и переходных режимах, базирующихся на неомогенных, неравновесных математических моделях двухфазных потоков и детальном описании закономерностей протекающих физических процессов.

Целью работы является расчетный анализ включения ГЦН ВВЭР-1000 ранее не работавшей петли на разных мощностях РУ. Для этого следует решить следующие задачи: создать расчетную схему первого контура РУ ВВЭР-1000, моделирующую переходный процесс при включении одного ГЦН, выполнить последующий анализ и сравнить основные контролируемые параметры теплоносителя и активной зоны (мощность, температура, расход и т.д.).

Ключевые слова: режим, главный циркуляционный насос (ГЦН), циркуляционная петля, реакторная установка (РУ), аварийная защита (АЗ), коэффициент реактивности, коэффициент запаса, мощность реакторной установки.

ВВЕДЕНИЕ

Основной целью обеспечения безопасности на всех стадиях жизненного цикла АЭС является принятие эффективных мер, направленных на предотвращение тяжелых аварий, защиту персонала и населения за счет предотвращения или ограничения выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду при любых обстоятельствах. При экс-

© И.Е. Брагин, В.И. Белозеров, 2019

плутации должна быть обеспечена безусловная надежность и безопасность атомных электростанций. Под надежностью понимают свойство ядерной энергетической установки (ЯЭУ) сохранять во времени способность вырабатывать электрическую и (или) тепловую энергию предписанных параметров по требуемому графику нагрузки в допустимых для нормальной эксплуатации радиационных условиях при заданной системе технического обслуживания и ремонтов оборудования. Безопасность АЭС является не составляющим свойством надежности, а самостоятельным свойством, обеспечиваемым особыми средствами. Конечно, она в определенной мере зависит от надежности основного оборудования, но не полностью ею определяется. Безопасность АЭС должна обеспечиваться не только и не столько в нормальной эксплуатации, сколько в аварийных ситуациях, связанных с отказами основного оборудования (т.е. с его надежностью) или вызванных иными причинами (ошибками персонала, стихийными бедствиями – землетрясениями, наводнениями, падением самолета на АЭС и т.д.) [1 – 3].

Ситуации с нарушениями пределов нормальной эксплуатации ЯЭУ сводятся к двум характерным случаям: внезапное повышение энерговыделения при неизменном теплоотводе и внезапное ухудшение теплоотвода при постоянной мощности. Рост энерговыделения выше допустимого является ядерной аварией, а ухудшение теплоотвода – аварией, связанной с отказом оборудования и потерей теплоносителя. Первая ситуация возникает в результате бесконтрольного увеличения реактивности, например, при заклинении регулирующих стержней СУЗ или невозможности ввода их в активную зону, резком изменении температуры и состава теплоносителя и т.д. Основные причины внезапного ухудшения теплоотвода – отключение ГЦН, разгерметизация главного циркуляционного контура с истечением теплоносителя, уменьшение проходного сечения для теплоносителя в параллельных каналах активной зоны из-за разрушения каких-либо узлов внутрикорпусных устройств, в результате чего возможна полная или частичная «закупорка» отдельных каналов [4 – 10].

При детерминистическом, расчетном обосновании безопасности ЯЭУ аварийные режимы разделяют по группам характерного воздействия на изменение параметров [5]:

- нарушение работы систем, влияющих на реактивность;
- нарушение расхода теплоносителя;
- нарушение условий охлаждения со стороны второго контура;
- разгерметизация второго контура;
- разуплотнение первого контура.

ПОДКЛЮЧЕНИЕ ГЦН РАНЕЕ НЕ РАБОТАВШЕЙ ПЕТЛИ

Одним из серьезных нарушений нормальных условий эксплуатации являются режимы с нарушением работы систем, которые влияют на изменение реактивности активной зоны. Одним из режимов с нарушением работы систем, влияющих на изменение реактивности, может быть подключение ГЦН ранее не работавшей петли. Исходным событием для данного нарушения является работа ЯЭУ на 70% (+7% для расчета режима с подключением данного ГЦН) от номинальной мощности после отключения одного из ГЦН. Подключение ГЦН ранее не работавшей петли возможно при появлении ошибочного сигнала на включение недействующей циркуляционной петли, что приводит к нарушению технологического регламента. При изменении направления расхода в подключаемой петле и увеличении расхода теплоносителя через реактор происходит уменьшение температуры теплоносителя в активной зоне. При нейтронно-физических характеристиках активной зоны, соответствующих отрицательным температурным коэффициентам реактивности теплоносителя, произойдет увеличение мощности реактора [5].

Величина и скорость повышения мощности реактора и изменение параметров первого и второго контуров [6] зависят от коэффициентов реактивности по температуре

теплоносителя и по температуре топлива, которые могут иметь различные значения в процессе кампании. Повышение нейтронной мощности реактора происходит до значе- ний уставок срабатывания аварийной защиты (АЗ) реактора. После срабатывания АЗ РУ происходит снижение давления второго контура вплоть до закрытия СРК ТГ, в дальней- шем параметры первого и второго контуров поддерживаются работой паросбросных клапанов второго контура (БРУ-А, БРУ-К).

Существует наиболее опасный режим, в котором уставка на срабатывание АЗ не до- стигается, т.е. когда оператор не перевел уставку на новое более низкое значение мощ- ности после отключения ГЦН. В этом случае всплеск мощности в «холодном» секторе максимальный, но кризис теплообмена отсутствует. Однако при этом возможна разгер- метизация твэлов по типу увеличения газовой проницаемости оболочки некоторого количества твэлов. Для исключения указанного повреждения твэлов при подключении одного ГЦН к трем работающим требуется предварительное снижение мощности реак- тора до 20 и 30% от номинального значения мощности соответственно [5].

Режим, влияющий на изменение реактивности, а именно, подключение ГЦН ранее не работавшей петли, является нештатной ситуацией. Однако данное событие не принято относить к аварийной ситуации. Именно поэтому вопрос о последствиях такой ситуа- ции чрезвычайно важен с точки зрения влияния на безопасность и определения состо- яния РУ.

При проведении расчетов в обоснование безопасности результаты расчета включе- ния ГЦН ранее не работавшей петли включаются в техническое обоснование безопас- ности (ТОБ). ТОБ – это документ, который включает в себя результаты стендовых и полигонных испытаний различного оборудования (к примеру, твэл, ГЦН, арматура и т.д.), но в большей степени техническое обоснование безопасности базируется на расчетном анализе эксплуатационных и аварийных режимов с различными нарушениями в обо- рудовании и ошибочными действиями оперативного персонала [5].

Расчетный анализ включения ГЦН ранее не работавшей петли проводился в различ- ных работах. При этом некоторые из них были сделаны с учетом довольно консерва- тивных допущений.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ПЕРВОГО КОНТУРА ВВЭР-1000 В РК КОРСАР

Теплогидравлическая система, расчет которой предполагается осуществить с помо- щью РК КОРСАР, разбивается на ряд элементов.

Модель контурной теплогидравлики РК КОРСАР представляет контур теплоносителя как набор теплогидравлических ячеек (контрольных объемов), связанных между собой. Связь двух теплогидравлических ячеек друг с другом определяет соединение. *Скаляр- ные* характеристики потока теплоносителя (давление, энтальпии фаз, газосодержание и др.) привязаны к центрам ячеек; *векторные*, основными из которых являются скоро- сти фаз, – к соединениям.

Теплогидравлические ячейки делятся на *граничные*, параметры которых являются входными для модели контурной теплогидравлики, и *расчетные*, параметры в которых определяются в процессе работы модели.

Элементы теплогидравлической системы объединяются в нодализационную схему. Кодирование связей между элементами нодализационной схемы осуществляется в фай- ле входных данных в процедуре LAYOUT с использованием разрешенных форм пред- ставления элементов на основе программных имен типов элементов, номеров элемен- тов и их компонентов и по определенным правилам [2].

В РК КОРСАР используется большое количество типов элементов – каналы, задвиж- ки, баки, местные сопротивления, теплопроводящие конструкции, заданные источники массы и т.д. Из них компонуется единая нодализационная схема, на основе которой

происходит расчет теплогидравлических параметров.

Разработанная нодализационная схема первого контура РУ ВВЭР-1000 представлена на рис. 1.

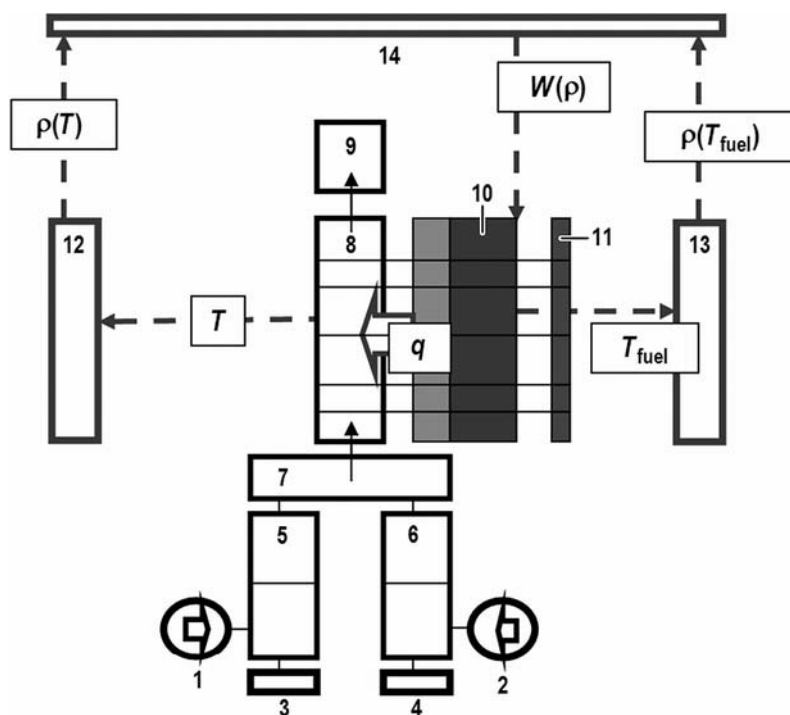


Рис. 1. Нодализационная схема первого контура РУ ВВЭР-1000: SMASS_T2 – граничные условия для ГЦН (1, 2); VLJUN2 – граничные условия для подводящих каналов (3, 4); CH2 – канал (5, 6); COL1 – коллектор (7); CH1 – проточная часть активной зоны (8); BVOL_T1 – заданная граничная ячейка (9); HSC1 – теплопроводящая конструкция (10); VHEAT – граничное условие для твэлов (11); MOD1 – замедлитель (12); FUEL1 – топливо (13); CORE1 – точечная нейтронная кинетика (14)

Приведем краткое описание элементов нодализационной схемы.

SMASS_T2 предназначен для задания расхода и энтальпий фаз среды, подаваемой в расчетную ячейку (РЯ) канала, используется для расчета расхода и температуры теплоносителя на выходе из ГЦН. Элемент на первой позиции описывает работу трех ГЦН, на второй позиции описывает четвертый ГЦН, при этом граничные условия изменяются во времени.

VLJUN2 определяет направления ввода фаз в ячейку канала, которые учитываются при расчете параметров ячейки.

CH рассчитывает параметры участка потока теплоносителя между точками ветвления или другими элементами нодализационной схемы в двухфазном одномерном приближении. Одиночным элементом можно описать поток в трубопроводе или технологическом канале ТВС активной зоны, входную кольцевую камеру реактора, сосуд (распределенный, в одномерном приближении) и т.п. Системой каналов можно описать верхнюю и нижнюю камеры смешения реактора, парогенератор по первому и второму контурам, циркуляционные трубопроводы и т.д. Также данный элемент (CH1) описывает проточную часть активной зоны, распределенной по высоте.

Коллектор (COL) предназначен для расчета параметров теплоносителя в объеме, имеющем более двух соединений с контуром. Соединение объема коллектора с контуром осуществляется с помощью каналов и (или) вырожденных каналов. Параметры коллектора рассчитываются в точечном приближении практически в тех же допущениях, что и параметры расчетной ячейки канала.

Граничная ячейка (BVOL_T1) предназначена для изменения по известному закону скалярных характеристик среды (давления, энтальпии и объемных долей фаз), которые используются в качестве граничных условий для контурной теплогидравлики.

Теплопроводящая конструкция (HSC1) предназначена для расчета распределения поля температуры в твердом теле с заданными граничными условиями по теплообмену на поверхностях тела и возможностью задания энерговыделения в объеме тела в предположении постоянства геометрических характеристик и относительного распределения энерговыделения в ТК. В данной схеме служит тепловой структурой – твэлом (топливом и оболочкой, распределенными по высоте).

Граничное условие для твэлов (BHEAT) предназначено для задания условий теплообмена первого, второго или третьего рода на поверхности теплопроводящей конструкции. В данной схеме служит граничным условием на левой поверхности твэла (в центре задаем условие нулевого потока).

Замедлитель (MOD1) предназначен для обработки параметров теплоносителя (температура, паросодержание и др.), расчета реактивности обратных связей по параметрам теплоносителя и передачи данных в блок расчета кинетики реактора.

FUEL1 служит для расчета температурного эффекта реактивности по средневзвешенной температуре твэлов и энерговыделения в них. Необходим для обработки температуры топлива, расчета реактивности обратной связи по температуре топлива и передачи данных в блок расчета кинетики реактора.

Блок точечной нейтронной кинетики CORE1 предназначен для расчета нейтронной и тепловой мощностей активной зоны реактора. Нейтронная мощность рассчитывается в точечном приближении с учетом запаздывающих нейтронов [11 – 17]. При расчете реактивности учитываются запас реактивности, обратные связи по температуре теплоносителя и температуре топлива, реактивности органов регулирования. В данной работе отравление реактора ксеноном и самарием не учитывается. После расчета нейтронной кинетики реактора происходит передача полученных данных тепловой мощности в тепловую структуру (HSC1) твэлов.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

В ходе расчетного моделирования были проведены исследования включения ГЦН ранее не работавшей петли на разных мощностях реактора, а также выполнялось имитационное моделирование с изменением температуры теплоносителя в холодной нитке не работавшей петли [17 – 20].

Далее представлено изменение основных параметров реакторной установки при включении ГЦН ранее не работавшей петли на тепловой мощности реактора ВВЭР-1000 в 75, 53, 38, 34 и 30% от номинального значения в 3000 МВт. Имитационное моделирование проводилось также на 23 и 75% мощности от номинала в 3000 МВт.

Для каждого режима при включении ГЦН происходит одинаковое изменение расхода теплоносителя через активную зону.

На рисунке 2 представлено изменение расхода теплоносителя через активную зону (а.з.) при включении ГЦН ранее не работавшей петли. На оси абсцисс отложено время в секундах. Время $T_{time} = 0$ соответствует началу включения ГЦН. По результатам расчетов включение ГЦН не работавшей петли приведет к плавному увеличению расхода теплоносителя через а.з. В конце режима расход становится равным 16900 кг/с (80400 м³/ч), соответствующим номинальной работе всех четырех ГЦН.

На рисунках 3, 4 представлены изменения основных параметров реакторной установки при включении ГЦН ранее не работавшей петли на 30% (900 МВт) мощности реактора от номинала в 3000 МВт.

На рисунке 3 показано изменение температуры теплоносителя на выходе из а.з. При включении ГЦН повышается расход теплоносителя через а.з., вследствие чего в первые 30 с происходит снижение температуры теплоносителя с последующим ее выравниванием. Значение $\Delta T_{T, \text{ВЫХ}}$ в данном режиме равно 1°C .

На рисунке 4 изображена вводимая реактивность в реактор за счет обратной связи по температуре теплоносителя. Из-за отрицательного эффекта реактивности по температуре теплоносителя получаем, что при понижении температуры в реактор вводится положительная реактивность, равная $0,00021 \text{ dk/k}$.

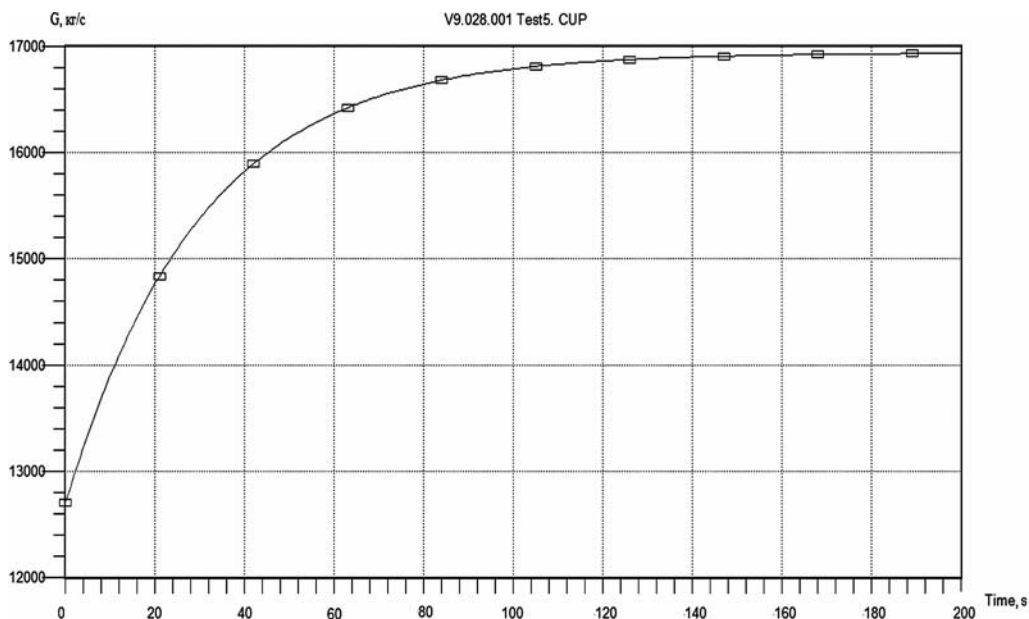


Рис. 2. Изменение расхода теплоносителя через а.з. (фрагмент экрана монитора при работе ПК КОРСАР)

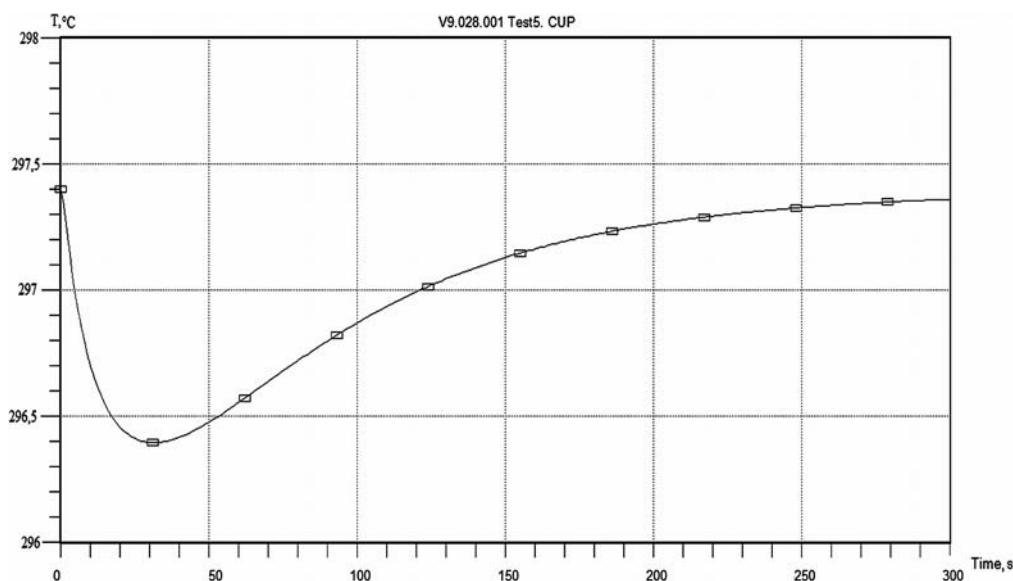


Рис. 3. Изменение температуры теплоносителя на выходе из а.з. (фрагмент экрана монитора при работе ПК КОРСАР)

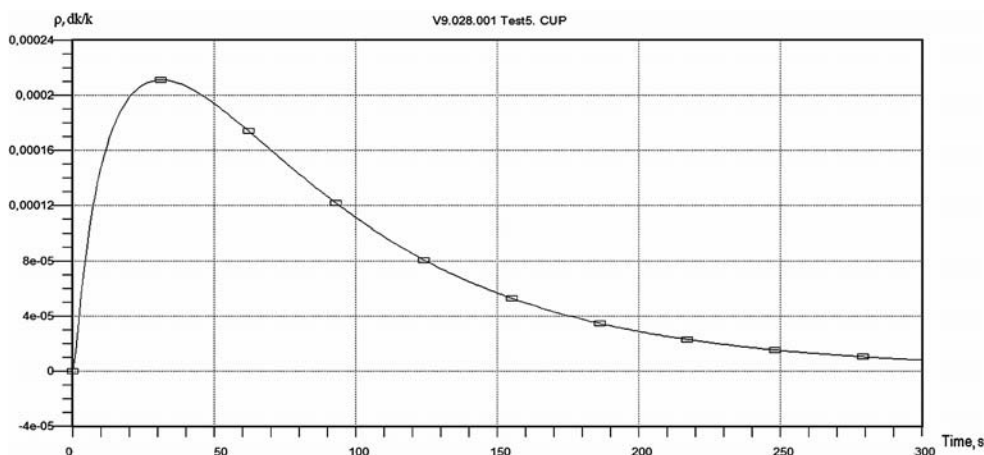


Рис. 4. Реактивность, вносимая в реактор (фрагмент экрана монитора при работе ПК КОРСАР)

Для сравнения полученных данных при рассмотрении режима подключения ГЦН ранее не работавшей петли на разных уровнях мощности составлены таблицы значений основных параметров РУ во время и после прохождения данного режима (табл. 1 – 3).

Таблица 1

Основные параметры РУ после подключения ГЦН ранее не работавшей петли

Начальная мощность РУ, % $N_{ном}$	30	34	37,5	53	75
Начальный расход теплоносителя через а.з., м ³ /ч	60300	60300	60300	60300	60300
Конечный расход теплоносителя через а.з., м ³ /ч	80400	80400	80400	80400	80400
Изменение T теплоносителя на выходе из а.з. во время включения ГЦН, °С	1	1,1	1,1	1,2	1,3
T теплоносителя на выходе из а.з., °С	297,4	299,1	300,7	306,9	316,1
Вносимая реактивность, dk/k	0,00021	0,00022	0,00023	0,00024	0,00026
Конечная мощность РУ, % $N_{ном}$	39,9	44,1	50	70	100
Конечная температура оболочки твэлов, °С	313,6	317,4	321	340	364
Изменение минимального запаса до кризиса теплообмена, отн.ед.	2,6	2,3	2	1,4	1
Конечный минимальный запас до кризиса теплообмена, отн.ед.	8	7,1	6,4	4,5	3

Таблица 2

Результаты имитационного моделирования включения ГЦН ранее не работавшей петли на 23% мощности РУ

T теплоносителя в холодной нитке четвертой петли, °С	100	200	250	290
Конечная мощность РУ, МВт	7800 (260%)	4300 (140%)	2450 (82%)	900 (30%)
Вносимая реактивность, dk/k	0,0031	0,00195	0,0011	0,00019
T теплоносителя на входе в а.з., °С	250	272	281	290
T теплоносителя на выходе из а.з., °С	331	317	308	300
T насыщения на выходе из а.з., °С	347	347	347	347

Таблица 3

Результаты имитационного моделирования включения ГЦН ранее не работавшей петли на 75% мощности РУ

T теплоносителя в холодной нитке четвертой петли, °С	100	200	250	280
Конечная мощность РУ, МВт	19000 (630%)	6500 (217%)	4215 (140%)	3414 (114%)
Вносимая реактивность, dk/k	0,0018	0,0012	0,0006	0,00037
T теплоносителя на входе в а.з., °С	257	272	284	289
T теплоносителя на выходе из а.з., °С	347	335	325	322
T насыщения на выходе из а.з., °С	347	347	347	347

ПРОВЕРКА ВЫПОЛНЕНИЯ КРИТЕРИЕВ БЕЗОПАСНОСТИ

Полученные расчетные значения основных параметров ЯЭУ необходимо сравнить с их предельными значениями, обеспечивающими безопасную эксплуатацию по первому контуру. Тем самым будет произведена оценка выполнения критериев безопасности.

Перед включением ГЦН ранее не работавшей петли важно перевести уставку на срабатывание АЗ на новый, более надежный в целях безопасной работы РУ, уровень. Как правило, ее переводят на уровень в 10% больше от текущей мощности (при включении ГЦН на 30% от $N_{ном}$ уставка равна 40% от $N_{ном}$).

Исходя из общего положения и опираясь на совокупность всех рассмотренных факторов, можно сделать вывод, что включение ГЦН ранее не работавшей петли на уровнях мощности, начиная с 34% от $N_{ном}$ и заканчивая 75% от $N_{ном}$, выходят за рамки выполнения критериев безопасности. В данных режимах наблюдается рост мощности РУ выше значений срабатывания уставок аварийной защиты. Стоит отметить, что в режиме включения ГЦН ранее не работавшей петли на 75% мощности от $N_{ном}$ конечная температура оболочки твэлов достигает 364°С, что влечет за собой потерю механических свойств оболочки твэлов.

Перед включением ГЦН ранее не работавшей петли целесообразнее опускать мощность РУ до уровня < 34% от $N_{ном}$. В данных режимах будет наблюдаться выполнение критериев безопасности, а значит, обеспечиваться безопасная эксплуатация РУ в целом.

Таблица 4

Пределы безопасной эксплуатации и расчетные значения режима включения ГЦН ранее не работавшей петли на 30% мощности от $N_{ном}$

Параметр	Предел безопасной эксплуатации	Фактическое расчетное значение
Максимальная допустимая тепловая мощность реактора, % $N_{ном}$	100 ± 2	39,9
Максимальная разность температур в петле, °С	30	13,4
Минимальный запас до кризиса теплообмена, отн. ед.	Не менее 1	8
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	80400 ± 1696	80400
T теплоносителя на входе в реактор в любой из работающих петель, °С	≤ 290	284
Давление теплоносителя в реакторе, МПа	$15,9 \pm 0,2$	15,9
Уставка на срабатывание АЗ, % $N_{ном}$	107	40
Максимальная температура оболочек твэлов, °С	350	313,6

В качестве примера сравним полученные данные режима пуска ГЦН на 30% мощности от $N_{\text{ном}}$ с предельными значениями (табл. 4).

Значение тепловой мощности реактора после переходного процесса составило 39,9% от номинала, что не превышает максимально допустимого предела безопасной эксплуатации по мощности в 100% при четырех работающих ГЦН.

Максимальная разность температур в петле составила 13,4 градусов, что менее предела эксплуатации в 30 градусов.

Минимальный запас до кризиса теплообмена во время всего переходного процесса был более единицы, а его минимальное значение равнялось восьми.

Расход теплоносителя через активную зону РУ после переходного процесса составил 80400 м³/ч, что не превышает максимально допустимого предела безопасной эксплуатации, значение которого равняется 80400 ± 1696 м³/ч.

Температура теплоносителя на входе в реактор в любой из работающих петель не превышает значения в 284 градуса, что менее предела безопасной эксплуатации на шесть градусов.

Максимальное давление составило 15,9 МПа, что не превышает максимального значения давления безопасной эксплуатации $15,9 \pm 0,2$ МПа с учетом допустимого разброса значений в 0,2 МПа.

Уставка на срабатывание аварийной защиты переведена на 40% мощности от $N_{\text{ном}}$. Заметим, что по достижении конечной тепловой мощности РУ после переходного процесса в 39,9% $N_{\text{ном}}$ срабатывания АЗ не происходит, что положительно сказывается на безопасной работе РУ.

Максимальная температура оболочки твэла составила 313,6 градусов, что не превышает предела эксплуатации в 350 градусов

Таким образом, критерии оценки безопасности при включении ГЦН ранее не работавшей петли на 30% мощности от $N_{\text{ном}}$ выполняются, теплотехническая надежность охлаждения активной зоны реактора обеспечивается.

По результатам имитационного моделирования можно отметить, что чем ниже температура теплоносителя петли с ранее не работавшим ГЦН перед входом в активную зону, тем сильнее происходит повышение мощности РУ. Соответственно, полученное действие может привести к ряду негативных последствий, например, к вскипанию теплоносителя и появлению кризиса теплообмена. В таких режимах присутствует большое отклонение от пределов безопасной эксплуатации. В этом случае безопасная эксплуатация реакторной установки не осуществляется.

ВЫВОДЫ

С помощью ПК КОРСАР исследовались режимы включения ГЦН ранее не работавшей петли. В соответствии с полученными расчетными значениями можно утверждать, что при понижении мощности РУ до 30% от $N_{\text{ном}}$ перед подключением ГЦН ранее не работавшей петли теплотехническая надежность охлаждения активной зоны реактора и безопасная эксплуатация РУ ВВЭР-1000 в данном режиме обеспечивается.

Разработанная для расчетного анализа нодализационная схема первого контура ВВЭР-1000 позволяет добавлять или исключать действие защитных систем безопасности. Данная схема может быть использована для расчетного анализа последствий других режимов нарушений нормальной эксплуатации и аварийных ситуаций, таких как, например, режимы с нарушением расхода теплоносителя первого контура и с разрывами в первом контуре.

Литература

1. Афров А.М., Андрущечко С.А., Украинцев В.Ф., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Кокосадзе Э.Л., Иванов Е.А. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное

- топливо, безопасность. – М.: Логос, 2006. – 488 с.
2. *Баклушин Р.П.* Эксплуатация АЭС. Часть 1. Работа АЭС в энергосистемах. Часть II. Обращение с радиоактивными отходами: Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 304 с.
 3. *Иванов В.А.* Эксплуатация АЭС. – СПб.: Энергоатомиздат, 1994. – 384 с.
 4. *Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И.* Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
 5. *Выговский С.Б., Рябов Н.О., Семенов А.А., Чернов Е.В., Богачек Л.Н.* Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 376 с.
 6. *Букринский А. М.* Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР. – М.: Энергоиздат, 1982. – 142 с.
 7. ГОСТ Р 50088-92. Реакторы ядерные водо-водяные энергетические (ВВЭР). Общие требования к проведению физических расчетов. – М.: Госстандарт России, 1994. – 13 с.
 8. *Баклушин Р.П.* Эксплуатационные режимы АЭС. – М.: Издательский дом МЭИ, 2012. – 532с.
 9. *Белозеров В. И., Жук М.М.* Физика реактора ВВЭР-1000 и эксплуатационные режимы. – Минск: Дом прессы, 2012. – 144 с.
 10. *Маргулова Т. Х.* Атомные электрические станции: Учеб. для вузов. – Изд. 5-е, перераб. и доп. – М.: ИздАТ, 1994. – 296 с.
 11. Программный комплекс КОРСАР/ГП, аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009, НТЦ ЯРБ.
 12. RELAP5/MOD3 Code Manual. Code Structure, System Models, and Solution Methods. – Idaho: National Engineering Laboratory. – 1995. – 418 p.
 13. *Драгунов Ю.Г., Быков М.А., Василенко В.А., Мигров Ю.А.* Опыт применения и развития расчетного кода КОРСАР для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР. / Конференция МНТК-2005. Электронный ресурс: http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2005/Конференция/Сторонние_организации/ФГУП%20НИИТЭ/07_Мигров%20Ю.А.pdf (дата доступа 10.04.2019).
 14. *Казанцев А.А., Сергеев В.В., Белозеров В.И., Ефремов А.Ю.* Моделирование переходных процессов для реактора ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 1. – С. 98-104.
 15. Безопасность атомных станций. Справочник. – М.: Концерн «Росэнергоатом», 1994. – 250 с.
 16. *Вейнберг А., Вигнер Е.* Физическая теория ядерных реакторов. / Пер. с англ. – М.: ИЛ, 1961. – 733 с.
 17. *Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Канышев М.Ю.* Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С.99-106.
 18. *Гордон Б.Г.* Основы регулирования безопасности при использовании атомной энергии: Учебное пособие. – М.: Изд. МИФИ, 2009. – 263с.
 19. *Петросьянц А.М.* Ядерная энергетика. – М.: Наука, 1981. – 272 с.
 20. *Асмолов В.Г., Блинков В.Н., Ковалевич О.М.* Основы обеспечения безопасности АЭС: Учебное пособие. – М.: МЭИ. 2010. – 93с.

Поступила в редакцию 12.04.2019 г

Авторы

Брагин Илья Евгеньевич, инженер-физик
E-mail: lesore@rambler.ru

Белозеров Владимир Иванович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru

A STUDY INTO THE STARTING MODES OF THE VVER-1000 RCP IN AN EARLIER INOPERATIVE LOOP

Bragin I.E., Belozerov V.I.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU MEPhI
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

To simulate the starting mode of an RCP in an earlier inoperative loop, KORSAR/GP, a code supporting coupled numerical simulation of neutronic and thermal-hydraulic transients in a VVER reactor plant in operating and emergency conditions, was chosen as the computational tool.

Studying these modes using thermal-hydraulic codes makes it possible to analyze the course of transients and certain emergency processes without using commercial test procedures, which contributes to laying the groundwork for addressing the issues involved in ensuring the reliability, operating safety and efficiency of nuclear power plants.

Increased requirements to the safety of NPPs identify the need for getting rid of excessive conservatism in the analysis based on which requirements to safety systems are formulated, as well as for enhancing the knowledge of the regularities of thermal-hydraulic transients based on advanced computer programs (or codes) designed for improved computational analysis of non-stationary thermal hydraulics in the water-cooled reactor circulation circuits in emergency and transient modes relying on inhomogeneous non-equilibrium mathematical models of two-phase flows and on a detailed description of the physical transient regularities.

The purpose of the study is to analyze computationally the starting of a VVER-1000 RCP in an earlier inoperative loop at different reactor plant power values. To do this, one requires to develop the VVER-1000 reactor primary circuit computational pattern to simulate the transient taking place as one RCP is started, to conduct a further analysis, and to compare the key monitored reactor coolant and core parameters (power, temperature, flow rate, etc.).

Key words: mode, reactor coolant pump (RCP), circulation loop, reactor plant, scram, reactivity coefficient, safety margin, reactor plant power.

REFERENCES

1. Afrov A.M., Andrushechko S.A., Ukraintsev V.F., Vasilyev B.Yu., Kosourov K.B., Semchenkov Yu.M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. *VVER-1000: Physical Principles of Operation, Nuclear Fuel, Safety*. Moscow. Logos Publ., 2006, 488 p. (in Russian)
2. Baklushin R.P. *Operation of the NPP. Part 1. Work of the NPP in Power Supply Systems. Part II. Treatment of Radioactive Waste*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2011, 304 p. (in Russian).
3. Ivanov V.A. *NPP Operation*. Saint-Petersburg. Energoatomizdat Publ., 1994, 384 p. (in Russian).
4. Nigmatulin I.N., Nigmatulin B.I. *Nuclear Power Plants*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986, 168 p. (in Russian).
5. Vyhovskiy, S.B., Ryabov, N.O., Semenov, A.A., Chernov, E.V., Bogachek, L.N. *Physical and Structural Features of Nuclear Power Plants with VVER*. Moscow. NIYaU MIFI Publ., 2011, 376 p. (in Russian)
6. Bukrinsky A.M. *Emergency Transients at Nuclear Power Plants with VVER*. Moscow. Energoizdat Publ., 1982, 142 p. (in Russian)

7. GOST P 50088-92. Water-to-water Nuclear Reactors Power (WWER). General Requirements to Carrying out Physical Calculations. Moscow. Gosstandart Rossii Publ., 1994, 13 p. (in Russian).
8. Baklushin R.P. *Operational Modes of the NPP*. Moscow. Izdatel'skiy dom MEI Publ., 2012, 532 p. (in Russian).
9. Belozеров V.I., Zhuk M.M. *VVER-1000 Reactor Physics and Operating Conditions*. Minsk. Dom Pressy Publ., 2012, 144 p. (in Russian).
10. Margulova T.Kh. *Nuclear Power Plants*. Ed. 5th. Moscow. Izdat Publ., 1994, 296 p. (in Russian).
11. Software Complex KORSAR/GP, Certification Passport of Software No. 263 from 09/23/2009. Moscow. NTC YaRB Publ., 2009 (in Russian).
12. RELAP5/MOD3 *Code Manual. Code Structure, System Models, and Solution Methods*. Idaho. National Engineering Laboratory, 1995, 418 p.
13. Dragunov Yu.G., Bykov M.A., Vasilenko V. A., Migrov Yu.A. *Experience of application and development of the settlement KORSAR code for justification of safety of the NPP with VVER*. Available at: http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2005/Конференция/Сторонние_организации/ФГУП%20НИИ/07_Мигров%20Ю.А.pdf (accessed Apr 10, 2019) (in Russian).
14. Kazantsev A.A., Sergeev V.V., Belozеров V.I., Efremov A.Yu. Simulation of transient processes for VVER-1000 reactor. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2009, no 1, pp. 98-104 (in Russian).
15. *Nuclear Safety*. Handbook. Moscow. Concern Rosenergoatom Publ., 1994, 250 p. (in Russian).
16. Weinberg A., Wigner E. *Physical Theory of Nuclear Reactors*. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1961, 733 p. (in Russian).
17. Belozеров V.I., Sergeev V.V., Kazantsev A.A., Pozdnyakov A.N., Kanyshev M.Yu. Neutron-physical and thermohydraulic model VVER-1000 for personnel training. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 2, pp. 99-106 (in Russian).
18. Gordon B.G. *Fundamentals of regulation of safety in the use of atomic energy*. Moscow. MIFI Publ., 2009, 263 p. (in Russian).
19. Petrosyants A.M. *Nuclear Energy*. Moscow. Nauka Publ., 1981, 272 p. (in Russian).
20. Asmolov V.G., Blinkov V.N., Kovalevich O.M. *Fundamentals of NPP Safety*. Moscow. MEI Publ., 2010, 93 p. (in Russian).

Authors

Bragin Iliya Evgenievich, Engineer Physicist
E-mail: lesope@rambler.ru

Belozеров Vladimir Ivanovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru