

Моделирование аварийной ситуации с самоходами стержней СУЗ без аварийного останова, используя программный комплекс QUABOX/CUBBOX-HYCA

**Эвальдас Бубялис,
Раймондас Пабарнюс,
Ауримас Тонкунас**

*Литовский энергетический институт,
Лаборатория безопасности ядерных установок,
Бреслауёс 3,
LT-3035, Каунас*

В настоящее время на Игналинской АЭС продолжается процесс перехода на новое уран-эрбиевое топливо повышенного обогащения и внедрения стержней РР новой конструкции (мод. 2477-01). Данные действия направлены на уменьшение эффекта обезвоживания КОСУЗ и повышение технических и экономических показателей эксплуатации реакторов. Аварийные ситуации с самоходами стержней СУЗ без аварийного останова приводят к довольно заметным изменениям реактивности и мощности в активной зоне реактора. Поэтому важными для безопасности являются оценка последствий ожидаемых переходных процессов без аварийного останова и доказательство того, что они ни в каком случае не приводят к за-проектным авариям с повреждением активной зоны. В статье представлены результаты анализа самоходов периферийного и центрального стержней СУЗ без аварийного останова для состояния активной зоны реактора 2-го энергоблока ИАЭС при работе реактора на максимально разрешенном уровне мощности 4200 МВт. Для моделирования переходных процессов был использован немецкий п/к QUABOX/CUBBOX-HYCA с усовершенствованной логикой работы СУЗ.

Ключевые слова: Игналинская АЭС, АТWS, самоход стержня, активная зона

1. ВВЕДЕНИЕ

Ожидаемые переходные процессы без аварийного останова являются запроектными аварийными событиями [1] для атомных электростанций с реакторами РБМК. Согласно современным требованиям, серьезное повреждение активной зоны и контура охлаждения реактора не допустимо даже при таких авариях. Это возможно достигнуть, если активная зона останется охлаждаемой и не будут превышены критерии приемлемости по давлению для контура охлаждения реактора.

Цель моделирования самоходов стержней СУЗ в режиме АТWS заключается в определении, в какой момент времени возможно вмешательство оператора в работу системы, а также возможно или нет в рамках существующей системы обеспечить адекватную защиту на случай такого сценария аварии. Методология АТWS предназначена для выявления необходимости будущих модификаций конструкции системы останова реактора или разработки аварийных инструкций.

Анализ самоходов периферийного регулирующего стержня и центрального регулирующего стержня при работе реактора на максимально разрешенном уровне мощности 4200 МВт (по методологии АТWS) впервые был проведен в [2]. Однако этот анализ был проведен для загрузки активной зоны с обогащением топлива 2,0%. Данный анализ проводился для активной зоны, почти полностью загруженной уран-эрбиевым топливом 2,4%-ного обогащения и имеющей 96 стержней РР новой конструкции (мод. 2477-01).

Цель данной статьи – проанализировать ожидаемые переходные процессы без аварийного останова с самоходами стержней СУЗ для новой загрузки активной зоны и определить способность существующей системы останова реактора обеспечить адекватную защиту в таком случае.

В статье рассматриваются самоход одиночного стержня в центре и в периферийной части активной зоны при работе реактора на максимально разрешенном уровне мощности 4200 МВт. Данное состояние работы реактора характерно для рабо-

чего диапазона изменения мощности реактора (1000–4200 МВт), когда, следуя методологии АТWS, только система ЛАР поддерживает постоянство мощности реактора. Для моделирования переходных процессов с самоходами стержней СУЗ использовался немецкий п/к QUABOX/CUBBOX-НУСА с усовершенствованной логикой работы СУЗ [3].

2. ГРАНИЧНЫЕ УСЛОВИЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ И МЕТОД АНАЛИЗА

Поскольку вероятность ожидаемых переходных процессов без аварийного останова меньше, чем предполагаемых аварийных событий, анализ таких событий производится принимая менее строгие критерии приемлемости. Это значит, что для выбранного уровня мощности принимаются нормальные эксплуатационные условия, когда все системы, за исключением тех, отказ которых считается исходным событием, работают безотказно (если только они не будут повреждены в результате последствий аварии). В этом случае нет необходимости использовать критерий единичного отказа или одновременного вывода оборудования в ремонт.

Критерии приемлемости, принимаемые для анализа ожидаемых переходных процессов без аварийного останова реактора, представлены в таблице 1. В случае превышения какого-либо из приведенных критериев моделирование ожидаемых переходных процессов без срабатывания аварийной защиты должно быть прекращено.

Оценка ожидаемых переходных процессов без срабатывания аварийной защиты начинается с моделирования базового случая. При моделировании допускается, что все системы, которые оказывают воздействие на мощность реактора и не действуют активно в течение нормальной эксплуатации реактора (т. е. системы, находящиеся в режиме ожидания), предполагаются недействующими в процессе развития данной аварийной ситуации, то есть:

- все 24 стержня БАЗ остаются в исходных положениях независимо от каких-либо сигналов;
- все 24 стержня ЛАЗ остаются в исходных положениях независимо от каких-либо сигналов;
- все режимы работы БАЗ и АЗ недоступны вне зависимости от причины.

Функции и системы контроля и управления, которые являются активными во время нормальной эксплуатации станции, остаются действующими и во время моделируемой аварийной ситуации, а именно:

- система контроля распределения энерговыделения;
- системы контроля и регулирования технологических параметров;
- система ЛАР.

Все системы, которые не оказывают воздействия на мощность реактора и приводятся в состояние готовности при аварии (т. е. находятся в активном резерве), доступны для работы, то есть:

- система защиты от превышения давления в КМПЦ;
- система аварийного электропитания;
- система аварийной подпитки КМПЦ;
- системы и функции СЛА.

Моделирование базового случая выполняется до тех пор, пока не будет достигнуто новое стационарное состояние или в процессе моделирования возникнут такие состояния, которые не могут быть надежно описаны имеющимися в распоряжении математическими моделями (т. е. результаты становятся гипотетическими).

Далее каждая возможность для вмешательства оператора оценивается по ее воздействию на развитие аварийной ситуации. Всякий раз, когда это возможно, для описания таких альтернативных направлений развития аварии используются экспертные оценки. Если провести такие оценки невозможно или практически нецелесообразно, то может быть осуществлено дополнительное моделирование в предположении, что данное вмешательство оператора выполняется в момент вре-

Таблица 1. Критерии приемлемости для анализа ожидаемых переходных процессов без аварийного останова для реакторов РБМК-1500

Компонент или система	Критерий приемлемости
Топливная таблетка	Максимальная температура топлива меньше 2600°C
Оболочка топлива	Максимальная энтальпия топлива меньше 1000 кДж/кг
Тепловыделяющая сборка	Максимальная температура оболочки меньше 1200°C
Труба топливного канала	Степень окисления оболочки не превышает 18% толщины стенки
КМПЦ	Максимальная температура трубы ТК меньше 650°C
	Максимальное избыточное давление меньше 10,4 МПа

мени, определенный последовательностью событий в аварийной ситуации в базовом случае.

Основное внимание в настоящем анализе ожидаемых переходных процессов без срабатывания аварийной защиты сосредоточено на откликах энергоблока на аварии с нарушениями функций останова и/или снижения мощности и, с помощью этого, на определение возможных усовершенствований соответствующих систем и процедур.

3. ИНИЦИИРУЮЩИЕ СОБЫТИЯ

Непрерывное и полное извлечение регулирующего стержня возможно лишь при множественных отказах в системе управления. Перемещение стержня обычно инициируется либо автоматически по сигналам системы регулирования, либо вручную оператором. В автоматическом режиме разрешено движение только одного стержня, а перемещение каждого стержня ограничивается логикой СУЗ. При движении стержня по команде оператора электромеханическое устройство также по времени ограничивает его перемещение восемью секундами.

Как это было показано раньше в [4], только множественные отказы независимых систем (логика СУЗ, датчики, задатчик мощности, ограничитель перемещения) являются единственно возможным начальным условием постулируемого переходного процесса (отказ временной блокировки плюс отказ блока формирования уставки по мощности, или ошибка оператора плюс отказ уставки, а также отказы в логических блоках СУЗ и отказ датчика).

В активной зоне извлечение даже сравнительно „легкого“ стержня приводит к локальным возмущениям мощности. Поэтому для анализа необходимо детальное трехмерное моделирование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов с подробным описанием всех систем контроля и регулирования, особенно системы ЛАР, остающейся в работе в рассматриваемой аварийной ситуации. Для моделирования нейтронно-физических процессов применялся немецкий программный комплекс QUABOX/CUBBOX-НУСА [3]. Данный п/к валидирован как для нейтронно-физических расчетов реакторов типа РБМК-1000, так и для реакторов РБМК-1500 [5].

4. САМОХОД ЦЕНТРАЛЬНОГО И ПЕРИФЕРИЙНОГО ОДИНОЧНОГО СТЕРЖНЯ СУЗ

В качестве начальных условий в процессе моделирования аварийных ситуаций без срабатывания аварийной защиты с самоходами периферийного

регулирующего стержня (ячейка 38–11) и центрального регулирующего стержня (ячейка 24–25) при работе реактора на максимально разрешенной мощности 4200 МВт принимались параметры 2-го энергоблока Игналинской АЭС, приведенные в таблице 2. Состояние активной зоны, используемое для анализа, представляет собой невозмущенное состояние активной зоны, с одним изменением: два стержня (24–25 и 38–11) искусственно были погружены до нижнего концевого выключателя, а поле мощности вокруг этих двух стержней выровнено путем изменения погружения нескольких вблизи стоящих стержней и выгорания нескольких соседних ТВС. Все интегральные параметры активной зоны реактора при этом остаются без изменений.

Таблица 2. Параметры 2-ого энергоблока Игналинской АЭС при работе на уровне мощности 4200 МВт

Наименование параметра	Величина
Тепловая мощность реактора, МВт	4200
Давление в КМПЦ (в а.з.), кгс/см ²	77,5
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	261
Оперативный запас реактивности, эфф. стержни РР	55,9
Эффективный коэффициент размножения	1,003
Радиальный коэффициент неравномерности, K_r	1,397
Высотный коэффициент неравномерности, K_z	1,27
Среднее выгорание, МВт сутки/кг	11,17

Основное внимание уделялось выявлению возможностей для вмешательства оператора в ходе ожидаемых переходных процессов без срабатывания аварийной защиты. В качестве базового случая рассматривалась авария, при которой отсутствуют функции снижения мощности и/или аварийной защиты. Для такой аварии устанавливаются последовательность и время формирования команд на защитные действия, которые обычно должны выполняться (т. е. моменты альтернативного вмешательства). Затем для каждого момента альтернативного вмешательства рассматривались возможные направления развития событий. Такие варианты рассматривались последовательно, начиная с наиболее раннего вмешательства оператора до наиболее позднего (т. е. для случая 1, случая 2 и т. д.).

4.1. Самоход периферийного одиночного стержня СУЗ

Перечень событий при самоходе периферийного стержня 38–11 представлен в таблице 3. В рассматриваемой аварии стержни ЛАР являются единственной активной системой. Как представлено в таблице 3, защитные команды обычно должны были вырабатываться уже в момент времени $t = 3,6$ с, однако при моделировании базового случая предполагается, что функция снижения мощности отсутствует.

Анализ самохода периферийного стержня 38–11 при работающей системе ЛАР показал, что

ного ожидаемого переходного процесса без срабатывания аварийной защиты, т. е. на 3,6 и 8,2 с после начала аварии, когда вырабатываются сигналы на снижение мощности по сигналам АЗ-6 (АЗ-3) и АЗ-1 (БАЗ), соответственно. Далее рассматривалась первая возможность альтернативного вмешательства оператора – случай 1.

Этот вариант развития событий соответствует базовому случаю до момента времени $t = 3,6$ с, когда учитывается сигнал на снижение мощности. Дальнейшее развитие аварийной ситуации должно нормальным образом привести к останову реактора в момент $t = 6,6$ с по сигналу АЗМ или в момент $t = 9,6$ с по сигналу АЗ-1, как это опи-

Таблица 3. Развитие событий при самоходе регулирующего стержня 38–11 (базовый случай, 4200 МВт)

Время, с	Событие
0,0	Стержень 38–11 начинает движение (мощность реактора 4200 МВт)
1,0	Начинается движение стержня ЛАР в зоне ЛАР/ЛАЗ № 11
2,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 1, 12
3,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 2, 4, 5
3,5	Сигналы избыточного тока от детекторов ДКЭР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 11, 12
3,6	Сигналы АЗ-6 (АЗ-3) вырабатываются в зонах ЛАР/ЛАЗ № 11, 12 (при моделировании не учитывается – случай 1)
4,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 3, 6, 8
5,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 7, 9
6,7	Сигнал избыточного тока от детектора ЛАЗ в зоне ЛАР/ЛАЗ № 4
8,2	Сигнал АЗМ от БИК № 21 и 23. Оба сигнала – БАЗ и АЗ-1 вырабатываются АЗМ (при моделировании не учитывается – случай 2)
11,0	Начинается движение стержня ЛАР в зоне ЛАР/ЛАЗ № 10
29,0	Стержни ЛАР зон ЛАР/ЛАЗ № 11, 12 на нижних концевых выключателях
45,0	Достигнуто новое стационарное состояние (мощность реактора 4220 МВт)

нейтронная мощность реактора сразу после начала самохода стержня начинает быстро увеличиваться (рис. 1). Спустя примерно 18 с после начала аварийного процесса нейтронная мощность реактора достигает 4350 МВт. Работа системы ЛАР с небольшим запаздыванием начинает компенсировать увеличение мощности вводя в активную зону регулирующие стержни и мощность реактора примерно на 20 секунде начинает уменьшаться. В результате работы системы ЛАР нейтронная мощность реактора спустя 45 с после начала аварийного процесса стабилизируется на уровне 4220 МВт.

На рис. 1 приведено также изменение мощности самого напряженного канала 39–11, показывающее, что максимальное увеличение мощности канала составляет 1,94 раза. Максимальное значение мощности 5,53 МВт в ТК 39–11 достигается к моменту времени $t = 30$ с.

Как видно из таблицы 1, имеются две возможности для вмешательства оператора в ходе дан-

сано в таблице 4. Останов реактора по сигналу АЗ-1 рассматривается как дополнительный ва-

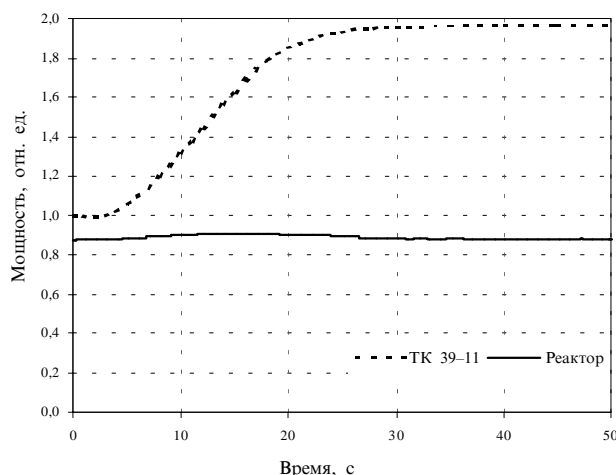


Рис. 1. Динамика мощности при перемещении стержня 38–11 (базовый случай, 4200 МВт)

риант альтернативных направлений развития аварии.

Как видно из таблиц 3 и 4, по мере извлечения стержня 38–11 из активной зоны избыточные токовые сигналы вырабатываются в зонах ЛАР/ЛАЗ № 11 и 12, начиная с момента $t = 3,5$ с. Сигналы АЗ-6 и АЗ-3 вырабатываются в момент $t = 3,6$ с, основываясь на избыточных токовых сигналах. Поскольку мощность реактора превышает 2400 МВт в момент, когда вырабатывается сигнал на снижение мощности в режиме АЗ-3, то стержни ЛАР в различных зонах ЛАЗ перемещаются для компенсации роста реактивности и снижения мощности до уровня 2400 МВт со скоростью 96 МВт/с. Поскольку отклонение от уставки нарастает быстрее, чем это могут скомпенсировать стержни ЛАР, то в момент $t = 6,6$ с вырабатывается сигнал на срабатывание БАЗ по сигналу АЗМ. Однако в рассматриваемом случае этот сигнал не учитывается. Еще один сигнал на останов реактора (АЗ-1) вырабатывается в момент $t = 9,6$ с при появлении третьего сигнала АЗ-6 в зоне ЛАР/ЛАЗ № 4. Новый стационарный уровень мощности реактора (2000 МВт) достигается к моменту $t = 90$ с.

На рис. 2 показано, что, как и в базовом случае, вследствие срабатывания системы ЛАР мощность реактора остается постоянной до тех пор, когда в момент $t = 3,6$ с не начинается автоматическое снижение мощности, и к моменту $t = 90$ с устанавливается новый стационарный уровень 2000 МВт (41,6% от максимальной проектной мощности). В данном процессе моделирования не допускается, чтобы стержни ЛАЗ участвовали в

снижении мощности (т. е. они фиксируются в своих текущих положениях) и, следовательно, эффективность регулирования мощности только стержнями ЛАР при ее снижении в режиме АЗ-3 недостаточна.

Существенное различие между базовым случаем и случаем 1 является то, что в результате учета сигнала АЗ-3 мощность реактора снижается ниже уровня примерно на 40% от номинальной мощности. В максимально нагруженном канале 39–11 мощность повышается в 1,68 раза и достигает значения 4,78 МВт (рис. 2). Мощность этого канала стабилизируется на уровне 4,3 МВт, когда реактор достигает нового стационарного состоя-

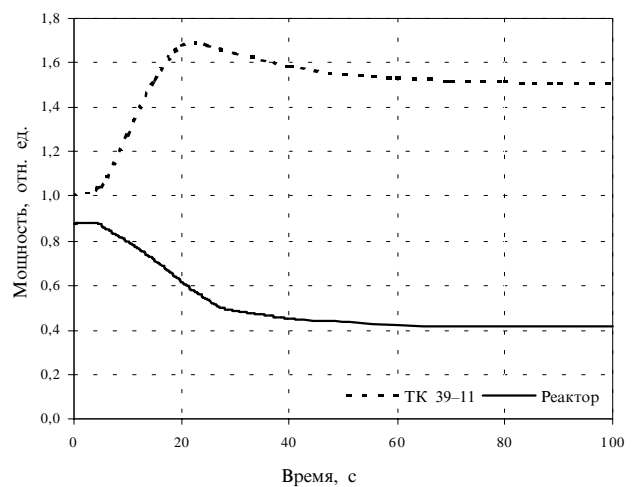


Рис. 2. Динамика мощности при перемещении стержня 38–11 (случай 1, 4200 МВт)

Таблица 4. Развитие событий при самоходе регулирующего стержня 38–11 (случай 1, 4200 МВт)

Время, с	Событие
3,6	Сигналы АЗ-6 (АЗ-3) вырабатываются в зонах ЛАР/ЛАЗ № 11, 12 (при моделировании учитывается – случай 1)
4,0	В ответ на сигнал АЗ-3 начинается движение стержня ЛАР в зоне ЛАР/ЛАЗ № 3 для снижения мощности реактора
5,0	В ответ на сигнал АЗ-3 начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 6, 10 для снижения мощности реактора
5,6	Сигнал избыточного тока от детектора ЛАЗ в зоне ЛАР/ЛАЗ № 4
6,0	В ответ на сигнал АЗ-3 начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 7, 8, 9 для снижения мощности реактора
6,6	Сигнал АЗМ от БИК № 21 и 23. Оба сигнала – БАЗ и АЗ-1 вырабатываются АЗМ (при моделировании не учитывается – случай 2)
9,6	Сигнал АЗ-6 вырабатывается в зоне ЛАР/ЛАЗ № 4. Сигнал АЗ-1 генерируется из трех сигналов АЗ-6 в зонах ЛАР/ЛАЗ № 4, 11, 12 (при моделировании не учитывается – случай 3)
27,0	Стержень ЛАР зоны ЛАР/ЛАЗ № 4 на нижнем концевом выключателе
27,3	Стержни ЛАР во всех зонах ЛАР/ЛАЗ блокируются в своих позициях. Их движение прекращается
90,0	Новое стационарное состояние достигнуто (мощность реактора 2000 МВт)

ния на момент времени $t = 90$ с. Следовательно, окончательная мощность канала не превышает проектного уровня 4,5 МВт.

Как было показано, в базовом случае мощность канала 39–11 плавно увеличивается до своего нового стационарного уровня. В данной аварийной ситуации (случай 1) мощность канала возрастает в ответ на самоход регулирующего стержня 38–11, достигает своего максимального значения в момент времени $t = 22$ с, но затем вновь падает в результате снижения мощности под действием СУЗ. Таким образом, новый стационарный уровень мощности канала, будучи выше первоначальной мощности канала, оказывается ниже максимальной величины, достигну-

(ввод остальных стержней осуществляется за 12–14 с).

Описание отклика параметров оборудования энергоблока (последовательность событий с момента времени $t = 8,2$ с после начала аварии) представлено в таблице 5. Перемещения стержней ЛАР до момента 8,2 с аналогичны указанным в таблице 3, но они не совпадают после момента времени $t = 8,2$ с, поскольку все стержни СУЗ начинают вводиться для осуществления останова реактора. За (2,0–2,5) с после срабатывания аварийной защиты реактор останавливается вследствие действия стержней БАЗ (рис. 3). Следовательно, достигается нулевая нейтронная мощность и температуры топлива и оболочек падают.

Таблица 5. Развитие событий при самоходе регулирующего стержня 38–11 (случай 2, 4200 МВт)

Время, с	Событие
8,2	Сигнал АЗМ от БИК № 21 и 23. Оба сигнала – БАЗ и АЗ-1 вырабатываются АЗМ (при моделировании учитывается – случай 2)
8,5	Начинается ввод всех регулирующих стержней и стержней БАЗ
10,7	Все стержни БАЗ полностью введены
18,2	40 регулирующих стержней УСП полностью введены
22,2	Все регулирующие стержни полностью введены

той при переходном процессе, и ниже нового стационарного значения в базовом случае.

Далее рассматривалась вторая возможность альтернативного вмешательства оператора – случай 2. Данный вариант развития событий соответствует базовому случаю до момента времени $t = 8,2$ с, когда учитывается сигнал на останов реактора (БАЗ по сигналу АЗМ). Останов осуществляется как по сигналам БАЗ, так и по сигналам АЗ-1, хотя стержни БАЗ вводятся с большей скоростью, т. е. за 2,0–2,5 с на полный ход

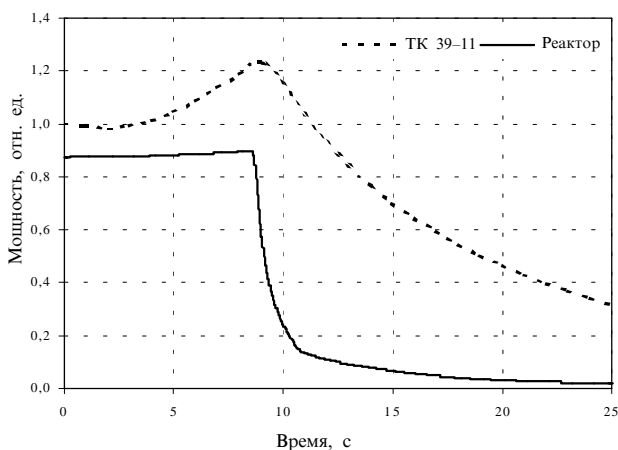


Рис. 3. Динамика мощности при перемещении стержня 38–11 (случай 2, 4200 МВт)

4.2. Самоход центрального одиночного стержня СУЗ

В таблице 6 представлено развитие событий с начала аварии до достижения нового стационарного состояния к моменту $t = 31$ с при мощности реактора около 4220 МВт. Как и прежде, при самоходе периферийного регулирующего стержня, система ЛАР является единственной активной системой. Аварийный сигнал в данном случае даже не вырабатывается, поскольку стержни ЛАР (получая сигналы от ВРД) вполне компенсируют рост реактивности, обусловленной самоходом стержня 24–25.

На рис. 4 показано, что вследствие действия системы ЛАР нейтронная мощность реактора остается примерно постоянной во время всей аварии. Практически не происходит изменений основных технологических параметров (относительно исходных значений), так как мощность реактора, а также мощность каждой половины реактора остаются примерно постоянными. Максимальная мощность соседнего канала (ТК 25–25) возрастает в 1,69 раза и достигает значения 4,18 МВт. Поскольку максимальная мощность канала и ее изменение меньше, чем при самоходе периферийного стержня, изменения температуры топлива, оболочки и трубы ТК меньше [6], чем при самоходе периферийного стержня.

Таблица 6. Развитие событий при самоходе регулирующего стержня 24–25 (базовый случай, 4200 МВт)

Время, с	Событие
0,0	Стержень 24–25 начинает движение (мощность реактора 4200 МВт)
1,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 3, 4
2,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 1, 2
3,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 5, 6, 12
4,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 8, 9
4,5	Сигналы избыточного тока от детекторов ДКЭР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 1–4
5,0	Начинается движение стержней ЛАР в зонах ЛАР/ЛАЗ № 7, 10, 11
31,0	Достигнуто новое стационарное состояние (мощность реактора 4220 МВт)

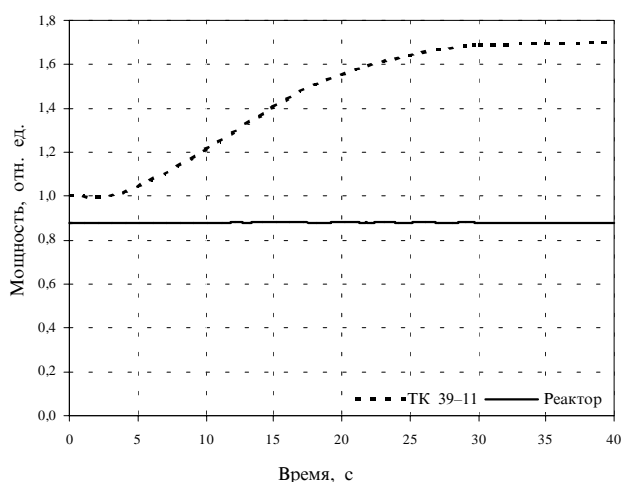


Рис. 4. Динамика мощности при перемещении стержня 24–25 (базовый случай, 4200 МВт)

4.3. Обсуждение результатов

Результаты расчетов показывают, что проанализированный переходной процесс самохода как центрального, так и периферийного стержня СУЗ без аварийного останова не представляет никакой угрозы для безопасности реактора, хотя и является более „жестким“ по сравнению с аналогичными результатами, полученными при моделировании обычного самохода одиночного стержня (по методике реактивностных аварий). Имеются резервные сигналы на останов реактора, вырабатываемые в пределах короткого отрезка времени так, что игнорирование при анализе сигналов на останов реактора не приводит к нежелательным последствиям. Система ЛАР способна эффективно поддерживать тепловую мощность реактора на постоянном уровне. Зона распространения возмущения при самоходах как центрального, так и периферийного стержней СУЗ составляет приблизительно 5×5 ячеек, находящихся вблизи аварийного стержня.

Анализ переходных процессов без аварийного останова с самоходами стержней СУЗ при работе

реактора на максимально разрешенном уровне мощности 4200 МВт показал, что мощность отдельных ТК, находящихся вблизи аварийного стержня, и максимальные значения температур топлива, оболочки топлива и трубы канала ТК [6], которые фиксируются в момент времени появления сигнала на останов реактора, не превышают критериев приемлемости для соответствующих параметров реактора.

5. ВЫВОДЫ

Расчеты переходных процессов без аварийного останова с самоходами стержней СУЗ проводились на базе данных активной зоны реактора 2-го энергоблока Игналинской АЭС при работе его на максимально разрешенном уровне мощности 4200 МВт. Данное состояние работы реактора характерно для рабочего диапазона изменения мощности реактора (1000–4200 МВт), когда система ЛАР поддерживает постоянство мощности реактора. Результаты расчетов, полученные используя немецкий п/к QUABOX/CUBBOX-НУСА с усовершенствованной логикой работы СУЗ, показали, что реактор РБМК-1500 располагает адекватной системой защиты от роста реактивности, вызываемого самоходами стержней СУЗ. Независимо от того, произойдет или нет останов реактора, достигается новое стационарное состояние, при котором все интегральные и локальные параметры в достаточной степени поддерживаются в пределах безопасного диапазона. Во время таких событий самые напряженные ТК по мощности остаются в безопасном эксплуатационном диапазоне, а все основные параметры реактора не превышают критериев приемлемости.

Обозначения

А3-1,3,6 – аварийные защиты определенного рода
 А3М – аварийная защита по мощности

ATWS	– ожидаемые переходные процессы без аварийного останова
АЭС	– атомная электростанция
БАЗ	– быстродействующая аварийная защита
ВРД	– внутри реакторный датчик
ИАЭС	– Игналинская АЭС
КМПЦ	– контур многократной принудительной циркуляции
ЛАЗ	– локальная аварийная защита
ЛАР	– локальное автоматическое регулирование
ЛЭИ	– Литовский энергетический институт
РБМК	– реактор большой мощности канальный
РР	– ручное регулирование
СЛА	– система локализации аварий
СУЗ	– система управления и защиты
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТК	– топливный канал
УСП	– укороченный стержень поглотитель
а.з.	– активная зона
$N_{\text{ном}}$	– номинальная мощность
поз.	– позиция
п/к	– программный комплекс

Поступило
03.03.2003

Литература

1. International Atomic Energy Agency, Accident and Transient Analysis of RBMK Nuclear Power Plants. Appendix C (final draft), Vienna, 2000.
2. Ignalina NPP Safety Analysis Report. Vol. 3. Task Group 5, VATTENFALL, 1996.
3. Отчет по анализу безопасности второго энергоблока Игналинской АЭС, Анализ аварий. Глава 1. Методология анализа аварий. Раздел 1.1. База исходных данных и инженерные справочники. Подраздел 1.1.7. Инженерный справочник для модели активной зоны реактора РБМК-1500, созданной с помощью программного комплекса QUABOX/CUBBOX-HYCA. Каунас, ЛЭИ, 2001.
4. Бубялис Э., Пабарčius Р., Тонкунас А. Моделирование аварийной ситуации с самоходами и падением стержней СУЗ с помощью программного комплекса QUABOX/CUBBOX-HYCA // Energetika. 2003. Nr. 3. P. 11–20.
5. Отчет по анализу безопасности второго энергоблока Игналинской АЭС, Анализ аварий. Глава 1. Методология анализа аварий. Раздел 1.2. Валидационные отчеты для используемых моделей. Подраздел 1.2.3. Валидация модели активной зоны реактора, созданной с помощью программного комплекса QUABOX/CUBBOX-HYCA. Каунас, ЛЭИ, 2001.
6. Отчет по анализу безопасности второго энергоблока Игналинской АЭС, Анализ аварий. Глава 3. Анализ ожидаемых переходных процессов без срабатывания основной (проектной) системы аварийного останова при работе реактора на мощности и во время пуска реактора. Раздел 3.1. Анализ максимального увеличения реактивности при выводе одного стержня управления из центральной и периферийной части активной зоны. Каунас, ЛЭИ, 2002.

**Evaldas Būbelis, Raimondas Pabarčius,
Aurimas Tonkūnas**

AVARINIŲ SITUACIJŲ, KAI NESTABDANT REAKTORIAUS IŠTRAUKIAMŲ RVAS STRYPŲ, MODELIAVIMAS, NAUDOJANT PROGRAMŲ PAKETĄ QUABOX/CUBBOX-HYCA

S a n t r a u k a

Điuo metu Ignalinos AE tāsiasi naujojo didesnio sodrinimo urano ir erbio kuro ir naujos konstrukcijos rankinio regulavimo (RR) strypø (mod. 2477-01) ādiegimo procesas. Đio proceso tikslas – sumāpinti reaktoriaus valdymo ir apsaugos sistemas (RVAS) auđinimo kontūro nusauesėjimo efektā bei padidinti techninius ir ekonominius reaktoriø eksploatacijos parametrus. Avarinēs situacijos, kai nestabdant reaktoriaus ištraukiami RVAS strypai, sukelia didelius reaktyvumo ir galios pokyčius reaktoriaus aktyviojoje zonoje. Todėl saugos požiūriu svarbu āvertinti tokiø postuluojamø pereinamøjø procesø nestabdant reaktoriaus pasekmes ir ārodyti, kad ėie procesai jokia būdu negali tapti neprojektinēmis avarijomis su aktyviosios zonos pažeidimu. Điame straipsnyje pateikiami avariniø situacijø, kai nestabdant reaktoriaus ištraukiami centrinio ir periferinio RVAS strypai, skaičiavimø rezultatai, gauti būdingai Ignalinos AE 2-ojo bloko reaktoriaus aktyviosios zonos būsenai, t. y. reaktoriui dirbant didžiausia leistina 4200 MW ūilumine galia. Pereinamiesiems procesams modeliuoti buvo naudojamas Vokietijos programø paketas QUABOX/CUBBOX-HYCA, turintis patobulintā RVAS veikimo logikā.

Raktažodžiai: Ignalinos AE, ATWS, strypo ištraukimas, aktyvioji zona

**Evaldas Būbelis, Raimondas Pabarčius,
Aurimas Tonkūnas**

MODELING OF CONTINUOUS WITHDRAWAL OF CPS CONTROL RODS WITHOUT REACTOR SCRAM USING THE QUABOX/CUBBOX-HYCA CODE

S u m m a r y

At present, at the Ignalina NPP the process of a wider use of the new higher enriched uranium–erbium fuel and the manual control rods (MCRs) of a new design (mod. 2477-01) is going on. These actions are directed to the reduction of the reactor control and protection system (CPS) cooling circuit voiding effect and to the increase of the technical and economical reactor operation parameters. Continuous withdrawal of CPS control rods without reactor scram leads to significant reactivity and power changes in the reactor core. Therefore, important for safety is evaluation of the consequences of the anticipated transients without scram and demonstration that these accident sequences cannot lead to accidents beyond the design basis with loss of the core integrity. The article presents the calculation results of the continuous withdrawal of the central and peripheral CPS control rods accidents without reactor scram for the specific reactor core conditions of the Ignalina NPP Unit 2, *i. e.* during its operation on the maximum allowed power level of 4200 MW. The German code QUABOX/CUBBOX-HYCA with the improved CPS logic was used for the simulation of the above-mentioned transients.

Key words: Ignalina NPP, ATWS, rod withdrawal, reactor core