Технические науки

УДК 621.039.546.3

Сачков Дмитрий Александрович

Студент

Одесский национальный политехнический университет

Sachkov D.A.

Student

Odessa National Polytechnic University

МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ПЕРЕГРУЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000
MODELING OF THE NUCLEAR FUEL REARRANGEMENT SYSTEM OF THE REACTOR VVER-1000

Аннотация. *Используя объектно-ориентированный анализ, разработана информационная модель процесса перегрузки ядерного топлива реактора ВВЭР-1000.*

Ключевые слова: *ВВЭР-1000, информационная модель, объектно-ориентированный анализ, перегрузка ядерного топлива.*

Summary. *Using object-oriented analysis, developed an information model of the nuclear fuel rearrangement process reactors VVER-1000.*

Key words: *VVER-1000, information model, object-oriented analysis, nuclear fuel rearrangement.*

Введение

Одним из ответственных этапов эксплуатации АЭС в плане соблюдения правил ядерной безопасности является перегрузка ядерного топлива (ЯТ), поэтому разработка надежной системы управления обеспечивающей комплексную автоматизацию технологического процесса перегрузки (без влияния человеческого фактора), самодиагностику всех

основных средств и функций тренажера, является актуальной научно-технической задачей для энергетики Украины. Ряд разработанных систем управления не позволяет полностью автоматизировать процесс перегрузки в связи с тем, что при их технической реализации не предусмотрена комплексная диагностика основных элементов управления, автоматическое, без участия оператора, распознавание изображений тепловыделяющих сборок (ТВС), получаемых с телекамеры, расположенной в реакторном отделении[1].

Постановка проблемы

Важнейшая роль в обеспечении безопасности и надежности оборудования АЭС, его высокой эффективности зависит от эксплуатационного персонала. Культура эксплуатации определяется не только производственными показателями эксплуатации АЭС, но и показателями безопасной работы. Особенно велика роль персонала во внештатных ситуациях. От действий оперативного персонала во многом зависит скорость ликвидации нарушения нормального режима эксплуатации РУ.

По мере роста установленных мощностей АЭС все более актуальными становятся проблемы дальнейшего улучшения их технико-экономических показателей, надежности функционирования и безопасности эксплуатации АЭС для населения и окружающей среды [2]. Одним из направлений решения этих задач является сокращение времени планово-предупредительных ремонтов (ППР), модернизация действующего оборудования, комплексная автоматизация основных технологических процессов АЭС, оптимизация топливного цикла. Последнее имеет особенно большое значение для водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР), в которых замена топлива связана с их длительной остановкой и частичной разборкой. ППР таких реакторов проводится ежегодно, во время таких ремонтов и осуществляется

перегрузка ядерного топлива (ЯТ). Поэтому сокращения времени простоя реактора можно достичь за счет сокращения времени процесса перегрузки [3].

Процесс перегрузки ядерного топлива на АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 занимает до 30% от продолжительности планово-предупредительного ремонта. Поэтому отклонение от плановых сроков перегрузки приводит к запаздыванию сроков других работ.

Сокращение времени простоя реактора при перегрузке топлива можно достичь минимизацией времени перегрузки за счет механизации и автоматизации [3,4]

Формулировка целей статьи

Целью данной статьи является разработка системы перегрузки ядерного топлива на основе объектно-ориентированного моделирования, с учетом прогнозирования накопленной в нормальных условиях эксплуатации величины поврежденности оболочек твэлов, для повышения экономической эффективности и их безопасной эксплуатации.

Анализ последних исследований и публикаций

Система перегрузки ядерного топлива на АЭС предназначена для извлечения из активной зоны ТВС с выгоревшим ядерным топливом, выгоревших органов СУЗ, некоторых внутрикорпусных элементов и установки на их место новых. Перегрузка ядерного топлива в принципе возможна как на работающем на мощности ядерного реактора, так и на остановленном и расхоложенном реакторе. В современных корпусных ЯР, работающих при достаточно высоких параметрах теплоносителя, перегрузку ЯТ осуществляют, как правило, после остановки ядерного реактора, полного или частичного его расхолаживания и сброса давления теплоносителя, если это необходимо. Конструкция канальных ЯР позволяет производить перегрузку отдельного технологического канала на работающем на номинальной мощности ядерного реактора.

Системы перегрузки топлива ядерных энергетических установок (ЯЭУ) могут быть классифицированы следующим образом:

- С механизмами перегрузки, перемещающимися по центральному залу и осуществляющими перегрузку при снятой крышке ЯР (ВВЭР).
- С разгрузочно-загрузочными машинами (РЗМ), перемещающимися по центральному залу и обеспечивающими герметичное подключение к внутриреакторному объему и автономное охлаждение ТВС (РБМК).
- С манипулированием ТВС под крышкой ЯР с последующей (обычно после достаточного расхолаживания) выгрузкой их из корпуса ядерного реактора (ЯР на БН).
- Системы непрерывной перегрузки (высокотемпературные газовые реакторы (ВТГР), Яр с жидким или газофазным топливом).

При частичной перегрузке ЯТ один раз в год проводятся замена 1/3 и внутренние перестановки выгоревших ТВС в зависимости от схемы перегрузки. Постоянное присутствие в ядерном реакторе частично выгоревших ТВС предопределяет необходимость непрерывной работы системы расхолаживания энергоблока. До 30-40% общей трудоемкости всех операций при частичной перегрузке составляют внутренние перестановки части выгоревших ТВС, оставляемых в ядерном реакторе для дальнейшей работы.

Перегрузка с полной выгрузкой ТВС из ядерного реактора проводится раз в четыре года с целью инспекционной проверки корпуса ВВЭР. При этом извлекаются все ТВС и внутрикорпусные устройства ядерного реактора. ТВС располагают в БВ, а внутрикорпусные устройства - в специальных помещениях центрального зала энергоблока. Для соблюдения симметрии активной зоны сначала выгружаются только ТВС одного типа из симметричных ячеек, затем выгружаются ТВС другого типа, но также из симметричных ячеек. При этом, в соответствии с

правилами ядерной безопасности (ЯБ), должно быть исключено образование локальных критических масс в объеме активной зоны. С этой целью сначала выгружают наименее выгоревшие ТВС (с наибольшим запасом реактивности), а в последнюю очередь - поглощающие материалы. После инспекционной проверки корпуса ядерного реактора вновь загружают ЯТ из бассейна выдержки (БВ) группами ТВС, как свежих, так и ранее отработавших, располагая их по симметричным ячейкам активной зоны в соответствии с картограммой новой топливной загрузки и рабочим графиком перегрузки ТВС. Обратный процесс загрузки ядерного топлива в ядерный реактор выполняется также с соблюдением всех правил ЯБ [4].

Изложение основного материала

Движение топлива на АЭС с момента поступления его на станцию и до момента отправки на долговременное хранение или переработку можно разделить на три периода. Первый период относят к нахождению ТВС на узле свежего топлива АЭС; второй – в гермозоне АЭС, а третий связан с извлечением отработанного топлива из гермозоны и отправкой его на хранение или переработку.

В современных ВВЭР при кампании топлива, состоящей из трех циклов, перегрузка топлива осуществляется следующим образом:

1. Из центральной часть активной зоны (АЗ) удаляется сильно выгоревшее топливо, простоявшее три цикла (примерно 1/3 всех кассет).
2. В центральную часть зоны переставляют кассеты с периферии и прилегающей к ней области, простоявшие один или два цикла, что позволяет достигнуть значительной глубины выгорания за счет дополнительного энерговыделения по радиусу.
3. В периферийную часть загружают свежее топливо.

Последовательность действий с элементами АЗ однозначно определяется расчетным путем на ЭВМ по специальным алгоритмам и может изменяться в ходе перегрузки.

Для выгрузки отработанного топлива перегрузочную машину выводят на координату кассеты в АЗ согласно заданной картограмме перегрузки. Оператор проверяет правильность выхода МП на заданную координату, затем запускает штангу, производит сцепление с ТВС и подъем до прекращения затирания хвостовика в гнезде. Он определяет наличие ТВС по нагрузке на штангу, поднимает ее в транспортное положение и через заполненный водой коридор транспортирует в бассейн, где осуществляется выход на координату чехла или стеллажа.

Для решения задачи по проектированию системы автоматической перегрузки ТВС в реакторе типа ВВЭР-1000, необходимо более детально разобрать данный процесс, т.к. он имеет все признаки сложной технической системы.

Современные требования к технологии перемещения ядерного топлива при перегрузке должны отвечать четырем основным принципам:

- обеспечивать безопасность, экономичность и надежность процесса перегрузки;
- допускать адекватность принятия решения в процессе управления перегрузки топлива в случае возникновения нештатных ситуаций;
- предусматривать гибкость и мобильность формализации процессов;
- ликвидировать сложность описания поведения отдельных подсистем.

Реализация этих принципов требует создания эффективной системы управления процессами перегрузки на новых технических средствах. Применение современной вычислительной техники предусматривает наличие сложного и объемного программного обеспечения. Кроме того, для выполнения требований безопасной эксплуатации, система управления

перегрузкой топлива должна работать в масштабе реального времени, что усложняет ПО.

Объектно-ориентированная методология, используемая для проектирования системы перегрузки ЯТ, принципиально отличается от тех, которые связаны с традиционными методами структурного анализа, следующими признаками:

1. Применение иерархии доменов в процессе анализа и проектирования.
2. Использование объектного подхода существенно повышает качество разработки в целом и ее фрагментов. Объектно-ориентированные системы часто получаются более компактными, чем не объектно-ориентированные эквиваленты. Это означает не только уменьшение объема кода программ и удешевление проекта, но и большее удобство в планировании разработок.
3. Объектный подход приводит к построению систем на основе стабильных промежуточных описаний, что упрощает процесс внесения изменений. Это дает системе возможность развиваться постепенно и не приводит к ее переработке в случае существенных изменений исходных требований.

Для сравнения, на рисунке 1 показаны этапы традиционной предметно-ориентированной технологии разработки ПО систем управления, характеризуемые рядом последовательных действий в процессе реализации конечного продукта.

Недостатки такого подхода можно сформулировать так:

- непригодность для разработки систем, состоящих из большого числа автономных модулей, а также для организации процесса внесения в систему последующих изменений;
- строго последовательное выполнение всех этапов цикла разработки;

- несовместимость с эволюционным процессом развития технической системы, который широко внедряется в настоящее время, благодаря возможностям быстрого прототипирования;
- несовместимость с перспективными методами разработки алгоритмического обеспечения и невозможность трансформации алгоритмов к применению вспомогательных средств, основанных на базах знаний.

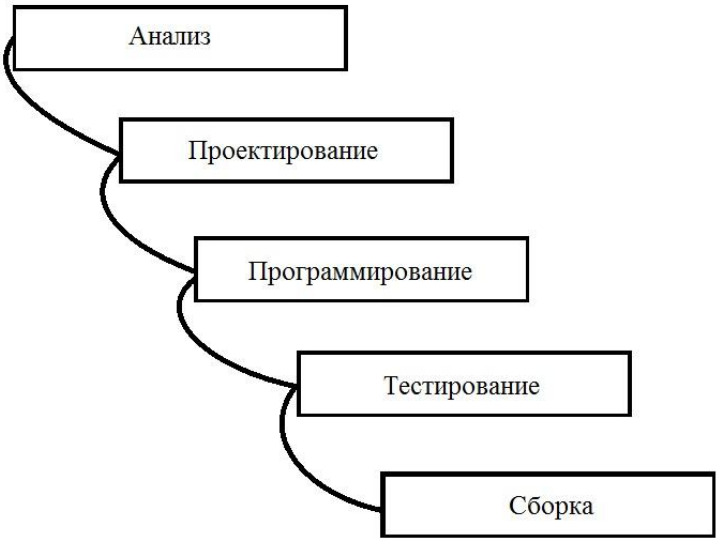


Рис.1. Традиционный лавинообразный цикл разработки ПО

На рисунке 2 показана схема технологии разработки ПО для системы управления при использовании объектно-ориентированного подхода. Он представляет собой один из шагов на пути последовательной итеративной интеграции разработки системы, при этом последовательность шагов может иметь произвольный характер.

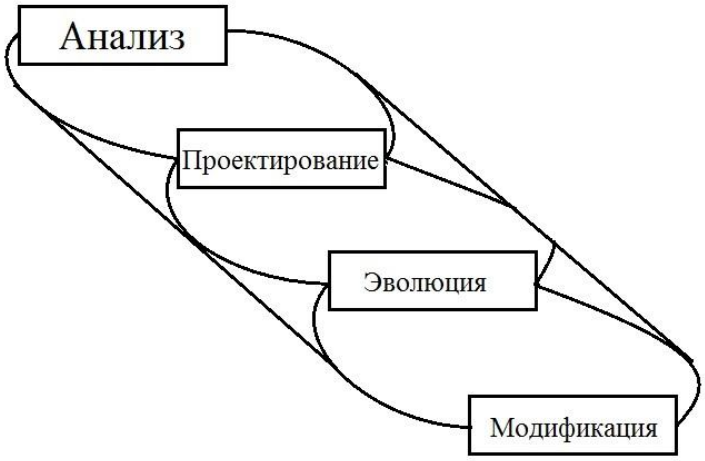


Рис. 2. Цикл разработки программного обеспечения с использованием объектно-ориентированного подхода

На первом этапе исследований для системы перегрузки топлива был проведен объектно-ориентированный анализ, который предусматривает проведение трех этапов:

1. Создание информационной модели технической системы.
2. Разработка состояния элементов системы.
3. Получение процессов технической системы.

Информационная модель системы перегрузки ядерного топлива

Для функционального анализа системы перегрузки топлива (СПТ) представим ее структуру, образованную из технологических элементов и производственно-технологических связей, включающих оперативные персонал (рис. 3).

Таким образом, СПТ является типичной эргатической системой, т.е. системой, одним из элементов которой является человек или группа людей. Ее функционирование представляет совокупность действий оператора и операций, выполняемых техническими элементами системы, объединенных в единую целенаправленную логико-временную последовательность отдельных функций.

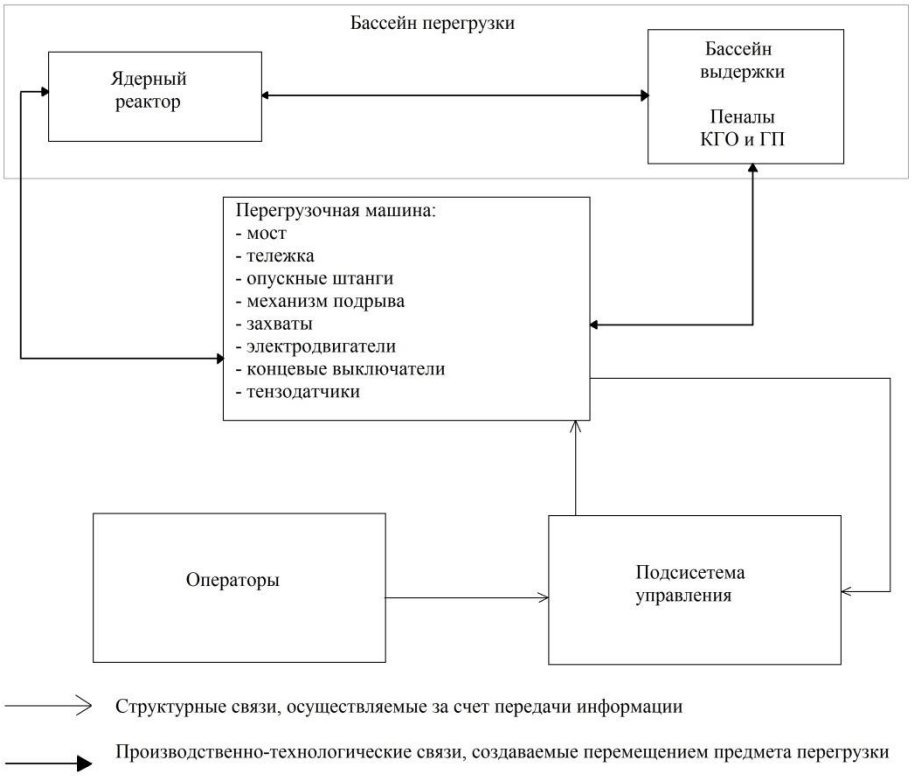


Рис. 3. Структура системы перегрузки ЯТ

Осуществление работы системы перегрузки топлива в реальном масштабе времени, что требует одно из условий безопасности, усложняет структуру (рис. 4). Она состоит из единственного прикладного домена «Управление перегрузкой ядерного топлива», четырех сервисных «Ввод команды оператора», «Информационные сигналы», «Протоколирование действий», «Интерфейс оператора», архитектурного домена «Программное Обеспечение» и трех доменов реализации «Сеть», «Операционная система», «Система программирования».

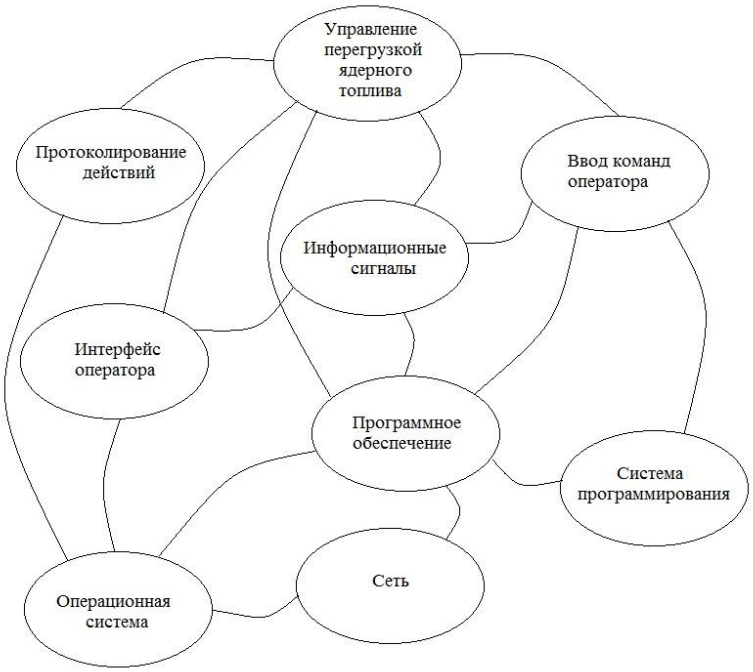


Рис. 4. Схема доменов для системы управления перегрузкой топлива в режиме реального времени

Таким образом, с точки зрения ООА, в системе перегрузки топлива можно выделить 9 доменов и 15 мостов (мост – совокупность множества предложений и множества требований). Рассмотрим их более подробно.

Домен «Управление перегрузкой ядерного топлива» выполняет три основные задачи:

- управление всеми объектами по показанию датчиков;
- отслеживание граничных и краевых условий перемещения топлива по бассейну перегрузки;
- определение последовательности операций перегрузки ядерного топлива и метода доступа к операциям.

Домен «Ввод команд оператора» реализует отображение пульта оператора перегрузочной машиной и адекватное отображение его состояния.

Домен «Информационные сигналы» выполняет обработку всех видом сигналов, которые условно разделены на внешние и внутренние.

Информационные сигналы несут информацию от всех датчиков, входящих в систему.

Домен «Протоколирование действий» реализует протоколирование состояния механизмов, команд управления, нажатых кнопок на пульте оператора перегрузочной машины.

Домен «Интерфейс оператора» включает в себя все устройства ввода-вывода информации предусмотренные для реализации системы перегрузки топлива, и операций для отображения состояния системы.

Архитектурный домен «Программное обеспечение» реализует выдачу системой архивной и диагностической информации и предназначен для решения трех задач:

- передача информации на устройства ввода-вывода;
- обеспечение приоритетов и паролей при работе с системой перегрузки топлива, редактировании баз данных, соблюдая при этом их целостность;
- обеспечение устойчивой и бессбойной работы прикладного домена.

Домен реализации «Операционная система» обеспечивает функционирование двух других доменов «Сеть» и «Система программирования».

Следует отметить, что в ООА термин «домен» используется и для описания атрибутов объекта. В этом случае под доменом понимают диапазон допустимых значений, которые может принимать атрибут.

На основании вышеизложенного материала, была разработана информационная модель системы перегрузки ядерного топлива (рис. 5).

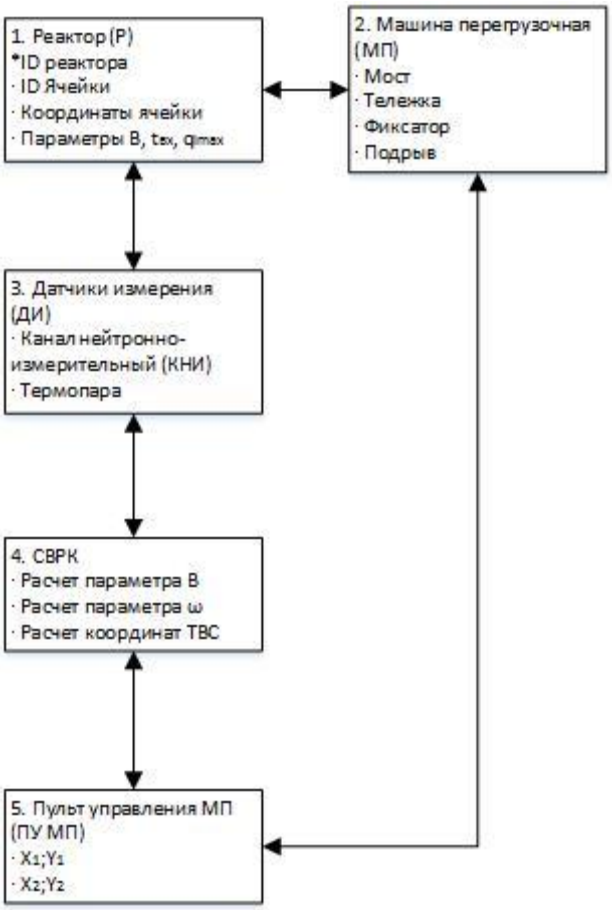


Рис. 5. Информационная модель системы перегрузки ядерного топлив

Рассмотрим подробнее каждый элемент модели.

Объект «Реактор» содержит в себе параметры $t_{вх}$ и q_{lmax} – температура теплоносителя на входе в петлю и максимальная линейная мощность в твэле соответственно.

Температура теплоносителя измеряется термопарами и считается постоянной. Значения максимальной линейной мощности для выбранного аксиального сегмента измеряются с помощью семи сигналов датчика измерения нейтронного потока по высоте. Данные датчики содержатся в объекте «Датчики измерения».

Сигналы с термопар и датчиков измерения нейтронного потока поступают в систему внутриреакторного контроля (СВРК), где производится расчет глубины выгорания топлива, величины

поврежденности оболочек твэлов, а также координат ячеек АКЗ, подлежащих дальнейшей перестановке. Расчет производится с использованием программной среды «Имитатор реактора» и «FEMAXI» на основании ЭВТП-метода.

Через номер ячейки АКЗ определяют физические начальные и конечные координаты каждой ТВС (x_1,y_1; x_2,y_2). Эти координаты передаются на пульт управления машиной перегрузочной (ПУ МП) в качестве входных сигналов. В свою очередь «Машина перегрузочная» совершает перестановку ТВС согласно расчитанному алгоритму в программном обеспечении.

Максимальная величина глубины выгорания топлива определяется коэффициентом удельной мощности:

$$k_{i,j} = \frac{Q_{i,j}}{Q_{i,j}^{\text{ср}}}, \quad (1)$$

где $Q_{i,j}$ – энерговыделение одной ТВС;

$Q_{i,j}^{\text{ср}}$ – среднее энерговыделение в ТВС из расчета всей АКЗ

В свою очередь,

$$Q_{i,j}^{\text{ср}} = \frac{Q(\tau)}{N}, \quad (2)$$

Из (2) легко вычислить энерговыделение одной ТВС:

$$Q_{i,j} = k_{i,j} \cdot Q_{i,j}^{\text{ср}} \quad (3)$$

Следовательно, средняя глубина выгорания топлива в одной ТВС определяется как:

$$B_{i,j=} \int_0^t \frac{Q_{i,j}}{m} dt \quad (4)$$

Расчет величины поврежденности оболочек твэлов производится согласно энергетическому варианту теории ползучести материалов. Мерой определения степени поврежденности материала, принято считать отношение текущей удельной энергии рассеяния к предельной, при которой наступает разрушение:

$$\omega(\tau) = \frac{A(\tau)}{A_0}, \quad (5)$$

где $\omega(\tau)$ – поврежденность оболочки твэла,

$A(\tau), A_0$ – удельная энергия рассеяния в момент времени τ и при разрушении оболочки, соответственно.

Выводы

Одним из ответственных этапов эксплуатации АЭС в плане соблюдения правил ядерной безопасности является перегрузка ядерного топлива (ЯТ), поэтому разработка надежной системы управления обеспечивающей комплексную автоматизацию технологического процесса перегрузки (без влияния человеческого фактора), самодиагностику всех основных средств, является актуальной научно-технической задачей для энергетики Украины.

Применение современной вычислительной техники предусматривает наличие сложного и объемного программного обеспечения. Использование объектно-ориентированного анализа при исследовании системы перегрузки ядерного топлива, значительно упростит дальнейшую разработку ПО.

Литература:

1. *Максимов М.В. Диагностика и управление технологическим процессом перегрузки ядерного топлива на энергетических реакторах /Одес. гос. политехн. ун-т. – Одесса: Астроринт, 1996. - 231 с. – Яз. рус.*
2. *Абагян А.А., Лесной С.А., Таратутин В.В. Надежность атомных электростанций и некоторые вопросы технического обслуживания и ремонта / Теплоэнергетика. – 1988. - №5. – С 8-11.*

3. *Батов В.В., Корякин Ю.И. Экономика ядерной энергетики. – М.: Атомиздат. 1969. 400 с.*
4. *Королев В.В. Системы управления и защиты АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 400 с.*
5. *Острейковский В. А. Эксплуатация атомных станций: Учебник для вузов. - Москва: Энергоатомиздат, 1999.*
6. *Буч Г.Объектно – ориентированное программирование с примерами применения/ Пер. с англ. – М.: Конкорд, 1992. – 519 с.*
7. *Шлеер С., Меллор С. Объектно-ориентированный анализ: моделирование мира в состояниях. – Киев: Диалектика. 1993. – 240 с.*
8. *Липаев В.В. Проектирование математического обеспечения АСУ. – М.: Сов. Радио, 1977. – 400 с.*