

АНАЛИЗ ДАННЫХ ПО СРАБАТЫВАНИЯМ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА ВВР-ц

О.Ю. Кочнов*, Ю.В. Волков**

** ГИЦ РФ-Физико-химический институт им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск*

*** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



В статье представлен анализ срабатываний аварийной защиты реактора ВВР-ц (г. Обнинск) за все время работы (начиная с 1964 г.). Рассмотрены причины, их вызывающие. Сделаны выводы о необходимых мерах для улучшения безопасной эксплуатации исследовательского реактора.

ВВЕДЕНИЕ

При проектировании и строительстве новых реакторов оговаривается требование к комплексу информационной поддержки оператора [1]. Для работающего с 1964 г. реактора ВВР-ц не был предусмотрен такой комплекс, поэтому была начата работа по его созданию [2]. Создание комплекса информационной поддержки для оператора, управляющего ядерным реактором, представляется трехуровневой задачей.

1). Информатор. Выдает сообщения о параметрах реактора, отображает в графическом и цифровом виде процесс его работы.

2). Подсказчик-тренажер. Включает в себя функции предыдущего уровня и прогнозирует развитие ситуации, вырабатывая оптимальные рекомендации. Может быть одновременно использован в качестве тренажера.

3). Автоматизированная система управления. Включает в себя функции предыдущих уровней и возможность помощи СИУР в плане оценки состояния объекта эксплуатации.

В настоящее время идет работа на первом и частично на втором уровнях. Первые результаты этой работы были опубликованы в статье [2], в которой сформулирована концепция «Советчик оператора». Для обоснования разработки системы советчика оператора на ядерном исследовательском реакторе ВВР-ц необходим обзор и анализ предшествующих событий и нестандартных ситуаций за время эксплуатации реактора. Тогда более понятным будет выбор концепции модели советчика. В этой статье проведен такой анализ и даны его результаты.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

1. Рассмотрим все случаи срабатывания аварийной защиты АЗ за время эксплуатации реактора начиная от пуска (1964 г.). Классифицируем их по причинам срабатывания:

- а) ошибки или неквалифицированные действия персонала включая ошибки СИУР;
- б) неисправные приборы;
- в) провал напряжения в электросети или на подстанции, питающей реактор;

© О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, 2002

г) неисправности экспериментальных устройств, функционирующих на реакторе;
 д) невыясненные случаи (вероятнее всего, отказ приборов, включенных в цепочку аварийной защиты);

2. Представим в удобном графическом виде результаты классификации аварийных заглушений.

3. Прокомментируем и раскроем причинно-следственную связь аварийных заглушений.

4. Найдем ряд аварийных заглушений, после которых мощность реактора была восстановлена высокопрофессионально и которые являются материалом для разработки системы «Советчик оператора».

5. Обобщим результаты и сделаем выводы о мерах, необходимых для уменьшения количества заглушений на реакторе ВВР-ц.

ОБЗОР АВАРИЙНЫХ СРАБАТЫВАНИЙ АЗ РЕАКТОРА ВВР-ц

Введем понятие аварийное заглушение, «не представляющее интереса». Это те ситуации, когда восстановление мощности реактора не требует серьезных усилий после установления причины срабатывания аварийной защиты, например, заглушение реактора произошло на минимально контролируемом уровне мощности реактора (МКУ). Нет ограничения по времени и поэтому в таких ситуациях оценить квалификацию персонала затруднительно. Другие случаи, когда в момент заглушения запас реактивности $P > 0.7\%$ (это примерно 30-40 ч. работы на обычных уровнях мощности), как и в предыдущем примере, запас по времени велик (больше 30 мин) и позволяет спокойно, не концентрируя все силы и квалификацию, устранить неисправность и восстановить мощность реактора. Наконец, это те случаи, когда мощность не восстанавливали по согласованию или по причинам, не относящимся к физике реактора.

Теперь сделаем краткий обзор аварийных срабатываний. За годы работы реактора (1964 – 2000 гг.) произошло всего 143 срабатывания аварийной защиты.

1. Распределение аварийных срабатываний АЗ по следующим причинам.

1. Провалы напряжения, в том числе неисправности с трансформаторами – 49 (34.0 %).

2. Ошибки персонала:

а) инженер управления (СИУР) – 10 (7.0 %);

б) инженер СУЗ, КИПиА, механики – 12 (8.4%).

3. Неисправности экспериментальных устройств или системы перегрузки – 13 (9.1%).

4. Неисправность оборудования реактора:

а) приборы – 29 (20.3%);

б) невыясненные случаи – 24 (16.8 %);

в) механическое оборудование, в том числе системы подачи воды, вентиляции – 6 (4.2%).

5. Аварийные срабатывания с последующим восстановлением мощности реактора – 89 (62.2%).

6. Аварийные срабатывания с пропажей продукции «МАК» (радиофармпрепараты) с 27.03.79 г. – 17 из 43 (39.5%). Однократная пропажа продукции «МАК» в среднем оценивается примерно от 5-15 тыс. долл. (зависит от загруженности канала).

7. Аварийные срабатывания с нажатием КАЗ (кнопки аварийной защиты) – 15 (10.5%).

8. Аварийные ситуации «не представляющие интереса» – 65 (46.1%);

2. Алгоритм обработки данных эксплуатации по числу срабатываний:

- а) проверка данных эксплуатации по числу срабатываний на соответствие пуассоновскому распределению [3];
- б) подбор полинома первой степени под временную зависимость;
- в) анализ отклонений данных эксплуатации по числу срабатываний от подобранной детерминированной зависимости (с использованием критериев тренда, серий [4]);
- г) проверка отклонений данных эксплуатации по числу срабатываний от подобранного полинома на соответствие нормальному распределению[3];
- д) повышение степени полинома (если это необходимо) до тех пор, пока отклонения данных эксплуатации по числу срабатываний от полинома не станут близки к нормальному распределению.

3. Обработка данных эксплуатации по числу срабатываний

Распределение аварийных срабатываний по годам представлено на рис. 1. Из него видно, что количество срабатываний уменьшалось все время (вплоть до начала 90-х годов). Это благодаря переоснащению, постановке более надежного оборудования, увеличению опыта и квалификации обслуживающего персонала. Начиная с 1990 г. количество аварийных срабатываний стало возрастать. Если за предыдущие пять лет с 1985 по 1990 гг. – 8 случаев, то с 1990 по 1995 гг. – 27 случаев, причем 44% - это срабатывания АЗ от провалов напряжения, 37% срабатываний АЗ произошло из-за неисправных приборов, отработавших свой ресурс и поэтому технически устаревших.

Прежде чем рассматривать отдельно виды срабатываний, составим матрицу взаимных влияний (частный случай матрицы общих влияний) аварийных сигналов и возможных причин (см. табл. 1). Матрица представляет собой таблицу, где строками являются аварийные сигналы реактора, а столбцами - возможные причины, их вызывающие. На месте пересечения сигнала и причины ставится один из трех символов (сильное, среднее, слабое влияния): если предпосылкой аварийного сигнала является данное событие, то классифицируем как сильное влияние: если аварийный сигнал может быть вызван данным событием, то классифицируем как среднее влияние: если на аварийный сигнал событие скорее всего не может повлиять, то классифицируем как слабое влияние. Проанализируем ее и рассмотрим в приоритетном порядке связи событий и аварийных сигналов.

Из матрицы видно, что наибольшее количество влияний (более половины сильных и средних) на аварийные сигналы имеют четыре события: ошибки персонала, провалы напряжения, приборы, невыясненные случаи.

Рассмотрим срабатывания из-за ошибок персонала (рис. 2). В начале работы реактора количество ошибок было велико, что связано с недостатком опыта работы обслуживающего персонала на исследовательском реакторе. С накоплением опыта

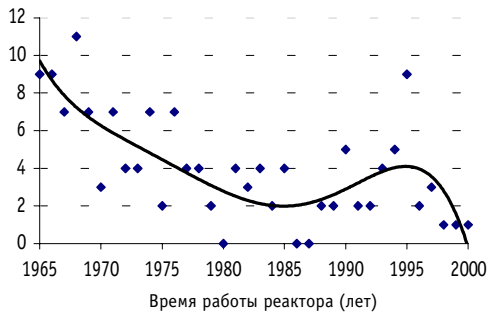


Рис.1. Общее количество заглушений

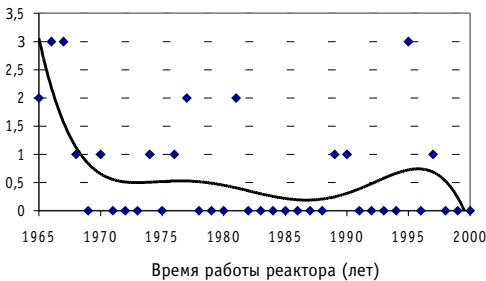


Рис.2. Заглушения из-за ошибок персонала

Таблица 1

Матрица взаимных влияний

Причины срабатываний АЗ Аварийные сигналы	Ошибки персонала	Приборы	Невыясненные случаи	Провалы напряжения	Экспериментальные устройства	Оборудование реактора	Время года	Природные явления (грозы)	Работа здания по переработке жидких РАО	Время суток с 8 ⁰⁰ до 20 ⁰⁰	Время суток с 20 ⁰⁰ до 8 ⁰⁰
Уровень реактора (ДСР)	*	**	*	*	0	**	0	0	0	0	0
Уровень реактора (МЭД ¹)	**	**	*	*	0	**	0	0	0	0	0
Мощность 120 % Период <10 сек Неисправность электронной аппаратуры	*	**	**	**	0	0	0	*	0	0	0
Расход I контура	*	**	*	**	0	*	0	0	0	0	0
Давление I контура	*	**	*	**	0	*	0	0	0	0	0
Расход II контура	**	**	*	**	0	*	*	0	*	*	0
Давление II контура	**	**	*	**	0	*	*	0	*	*	0
Температура на входе в реактор	**	**	*	*	0	0	*	0	0	0	0
ΔТ между входом и выходом воды в реактор	*	**	*	*	0	0	0	0	0	0	0
Отключение ГЦН	0	0	0	**	0	*	0	*	0	0	0
Погружение АР на 100%	**	0	0	0	*	0	0	0	0	0	*
Нет напряжения 110 В	*	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Расход воды через экспериментальный канал	*	*	0	**	**	0	0	0	0	0	0

Примечание ** - сильное влияние, * - среднее влияние, 0 - слабое влияние, ¹ - ДСР, МЭД - типы первичных приборов измерения давления

эксплуатации персонал понял специфику, изучил режимы работы реактора, что и привело к снижению числа срабатываний из-за ошибок в управлении. С 1992 г. обслуживающий персонал начинает обновляться. Это привело к возрастанию числа ошибок. Ошибки, в основном, были из-за невнимательности СИУР, инженера СУЗ, КИПиА, механиков (что-то забыли включить, проверить). Типичные ошибки были нескольких категорий (за время работы реактора было совершено 22 ошибки).

а) невнимательность СИУР, из-за которой произошло погружение АР на 100% - 3 (13.6%);

б) небрежность СИУР при регулировке расхода по группам теплообменников по второму контуру - 3 (13.6%);

в) ошибки механиков при подаче части воды второго контура на здание спецводоочистки, в результате которых попадал воздух на всас ЦН второго контура - 3 (13.6%).

Аварийные срабатывания по невыясненным причинам (рис. 3а). Видно, что с 1980 г. число срабатываний уменьшилось до нуля. В это время была произведена замена устаревших приборов аварийной защиты на новые. Если причина неизвестна, то подозрение всегда падает на приборы, т.к. в любом другом случае она бы в последствии проявилась. Если неисправность не проявилась, значит прибор выдал

ложный аварийный сигнал без предупредительной и аварийной сигнализации. Получается, что с заменой приборов на более совершенные исчезли срабатывания по невыясненным причинам. Это дает основание предположить, что в невыясненных случаях «виноваты» приборы. Таким образом, целесообразнее рассматривать срабатывания по невыясненным причинам вместе со срабатываниями из-за неисправных приборов.

Аварийные срабатывания из-за неисправных приборов (рис. 3б). Рассмотрим суммарное количество аварийных срабатываний (рис. 3). Число срабатываний после 1978 г. уменьшилось. Это произошло из-за того, что в 1978-1979 гг. произошла замена некоторых технически и морально устаревших приборов, контролирующих мощность реактора и включенных в аварийную защиту реактора, на более надежные приборы нового поколения (ЗПТ², ЗМТ³). Наступила стабилизация (одно срабатывание в год). В 90-х гг. срабатывания от приборов стали возрастать, причем это были срабатывания от других приборов, которые не менялись 30 лет и морально и физически устарели. Зависимость хорошо коррелирует с корытообразной зависимостью интенсивности отказов устройств от времени работы [5], [6].

Можно сделать вывод, что если появляются более совершенные приборы (например, КСП⁴ 1977 г.), необходимо сразу обновлять приборный парк. Если этого не сделать, то наступит время старения приборов предыдущего поколения, и, как следствие, возрастет количество отказов, а за ними и аварийных срабатываний.

Рассмотрим срабатывания от провалов напряжения электросети и другие случаи, связанные с силовой электрической частью оборудования реактора (рис. 4). Реактор ВВР-ц не относится к особой группе потребителей. Хотя срабатывания от провалов напряжения были всегда, за последние годы их число возросло. Возможное объяснение - в старении оборудования подстанции или снижении квалификации персонала подстанции или общей ситуации в энергетике страны.

Рассмотрим срабатывания от неисправности экспериментального оборудования и систем перегрузки (рис. 5). На графике видно увеличение срабатываний - в то время

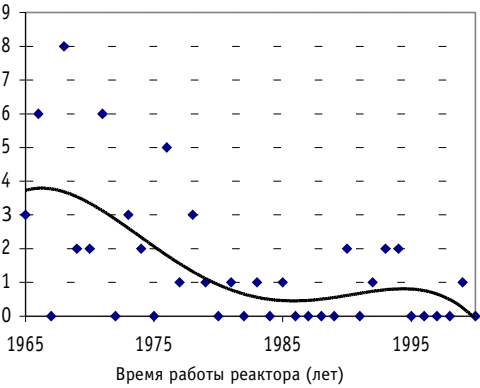


Рис.3. Заглушения от приборов и невыясненные случаи

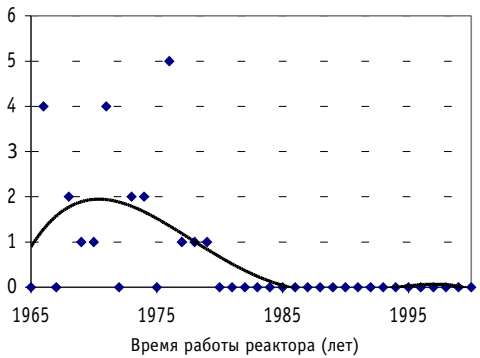


Рис.3а. Заглушения от невыясненных случаев

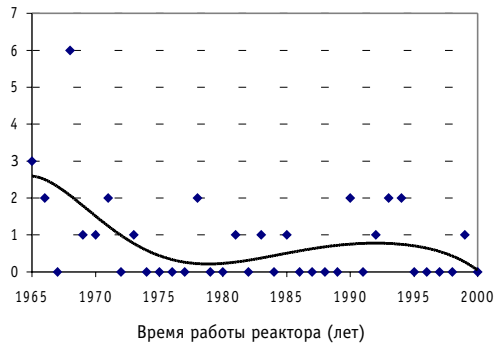


Рис. 3б. Заглушения от неисправных приборов

² ЗПТ – Защита по периоду токовая

³ ЗМТ – Защита по мощности токовая

⁴ Автоматически показывающий и самопишущий потенциометр

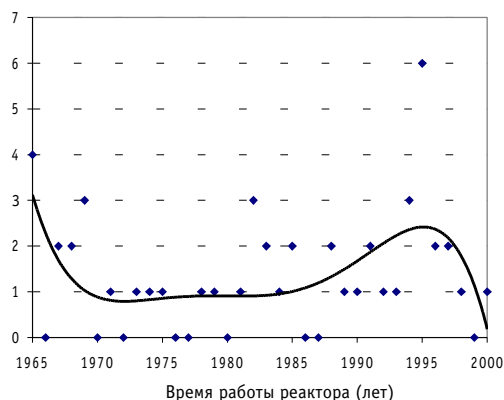


Рис. 4. Заглушения от подсадов напряжения в электросети

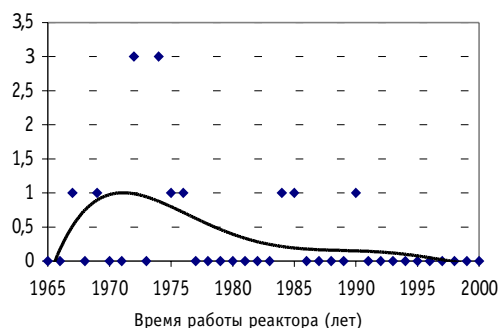


Рис. 5. Заглушения от неисправных экспериментальных устройств и систем перегрузки

как раз работало очень много экспериментальных устройств (петли, каньоны и т.д.), некоторые необходимые сигналы (превышение температуры смеси, снижение расхода, превышение давления и т.д.) были включены в цепочку АЗ. Возрастали отказы этого оборудования и в итоге - число аварийных заглошений. В 90-х гг. количество экспериментальных устройств свелось к минимуму (два) и количество заглошений свелось к минимуму.

Об отказах механического оборудования судить сложно из-за малого количества срабатываний. Из матрицы влияний видно, что влияния бывают как сильные и средние, так и слабые - их примерно поровну. Единственное, что можно сказать: их было мало - всего 6 (4.3%) и никакой классификации они не поддаются. Следует заметить, что на самом реакторе было только 2 случая срабатываний из-за механического оборудования (течь теплообменника и течь бака реактора), т.е. оно хорошо эксплуатируется. Это лишний раз доказывает надежность реакторов данной конструкции.

Теперь, исходя из матрицы влияний, можно выделить группу наиболее зависимых сигналов. От этих сигналов велика вероятность аварийного срабатывания, им надо уделять особое внимание при переключениях, переходных режимах и производстве персоналом работ на реакторе. Возьмем критерием зависимости 5 (сильных и слабых) влияний - половину от общего количества влияний. Это 8 сигналов: уровни реактора, расходы и давления 1 и 2 контуров, мощность 120%, период <10 с, неисправность электронной аппаратуры, температура воды на входе в реактор. Почти все эти сигналы имеют сильную зависимость от приборов, провалов напряжения и от ошибок персонала. Остальные исходные события можно считать маловлияющими на аварийные сигналы (не более трех средних влияний).

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ И ИТОГИ КЛАССИФИКАЦИИ

Подводя итоги, можно сказать, что на представленных графиках отражены наиболее частые случаи заглошений реактора в количестве 121 из 143 имеющих место, которые позволяют сделать анализ общей картины аварийных остановов. Постепенное уменьшение числа заглошений с начала 90-х гг. объясняется ростом квалификации персонала, а последующее увеличение - старением оборудования и нестабильностью электроснабжения.

Теперь обсудим вопрос восстановления мощности после заглошения. За все время работы реактора из 141 заглошения 87 (61.7%) раз восстанавливали мощность реактора. Причем это происходило в начальный период эксплуатации реактора, когда были небольшие мощности и малые времена работы реактора из-за научных эк-

спериментов. Уже позже, когда реактор стал производить радиофармпрепараты и при переходе на недельный цикл работы, восстанавливать мощность реактора стало труднее. К этим 87 случаям можно добавить и те, когда мощность с точки зрения физики можно было восстановить, но из других соображений по взаимосогласованию с контролирующим физиком, главным инженером, главным технологом она не восстанавливалась.

Вообще конструкция реактора, за исключением контролирующих приборов, показала себя очень надежной - было всего 6 случаев заглушения от самого оборудования реактора и систем, обеспечивающих нормальную работу. Что касается приборов, необходимо вовремя переходить на приборы следующего поколения и не допускать, чтобы наступало физическое старение приборов.

Рассмотрим вероятность отказов работы реактора [6].

$$P_{\alpha} = \sum_{k=j+1}^{\infty} \frac{(np)^k}{k!} \exp(-np),$$

где P_{α} - доверительная вероятность; j - число отказов; n - число циклов работы реактора; p - вероятность того что данный выход на мощность окажется неудачным.

Вероятность того, что реактор откажет в промежутке времени год с вероятностью 0.9 (гипотеза о том, что удачный выход на мощность - это в большей степени «везение») и вероятностью 0.5 (гипотеза о том, что удачный выход на мощность и «везение» и результат предпринимаемых мер по обеспечению надежной эксплуатации) представлена на рис. 8. С началом работы реактора вероятность отказов снижается и стабилизируется $p \approx 0.15$ ($P=0.9$). Начиная с 1989 г. наблюдается выраженный подъем вероятности отказов ($\approx 30\%$) в обеих гипотезах до 1996 г., далее вероятность отказов снижается. В это время происходит обновление персонала реактора, а модернизации приборов не происходит. Можно сделать предположение, что повышение квалификации персонала снижает вероятность аварийных заглушений реактора приблизительно на 30%. Снижение вероятности отказов с 1996 г. объясняется повышением квалификации вновь пришедшего персонала (по опыту, примерно за 3-4 года СИУР приобретает достаточную квалификацию).

Теперь коснемся экономической стороны вопроса. Рассмотрим заглушения с пропаяжей наработанных радиофармпрепаратов. Их было 17 из 41, т.е. 41.5%, а если бы грамотные действия были предприняты, то еще минимум в 5 случаях удалось бы восстановить мощность реактора и спасти наработку дорогостоящей продукции. Если рассмотрим два графика - общих заглушений и заглушений с последующим восстановлением мощности реактора (рис. 6) - то окажется, что они очень похожи и отли-

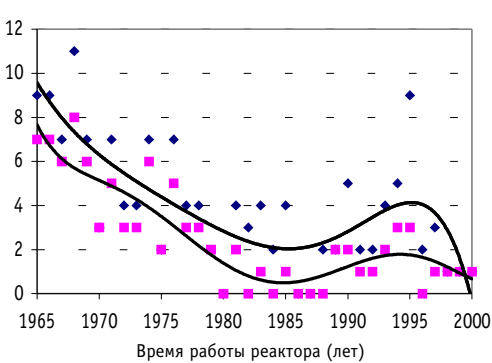


Рис.6. Общие заглушения и заглушения с последующим восстановлением мощности

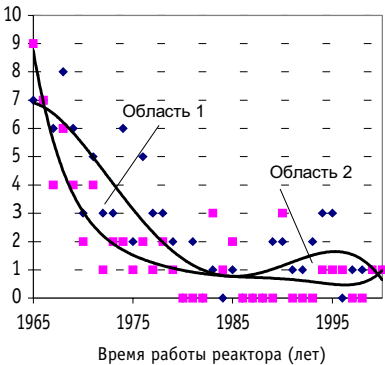


Рис.7. Заглушения с восстановлением мощности и заглушения, "не представляющие интерес"

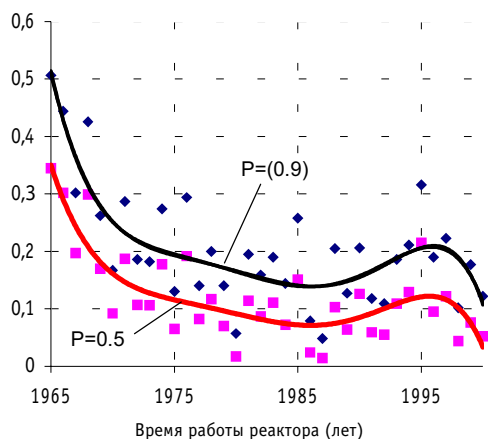


Рис.8. Вероятность отказов работы реактора ВВР-ц

чаются на константу.

Теперь рассмотрим случаи восстановления мощности реактора (рис. 7). Восстановление мощности происходит как при заглушениях, «не представляющих интерес», так и в других случаях. Рассмотрим область между графиком восстановления мощности реактора после заглушений, «не представляющих интерес», и графиком восстановления мощности реактора для всех случаев. Это будет область аварийных заглушений с последующим восстановлением мощности реактора, и при этом *«представляющих интерес»*.

Анализируя их, персонал может научиться выходить из трудных нестандартных ситуаций, восстанавливать мощность реактора, тем самым, спасая наработанную радиофармпрепаратную продукцию. Особенно поучительна вторая область, где сами ситуации сложнее и опыт и квалификация персонала находятся на достаточно высоком уровне.

ВЫВОДЫ

Рассмотрев и проанализировав аварийные заглушения за все время работы реактора ВВР-ц (с 1964 г.), а также причины их вызвавшие, можно констатировать следующее.

1. Механическое оборудование реактора при хороших эксплуатации и обслуживании продолжает работать с минимумом отказов.
2. Приборное оснащение реактора нуждается в модернизации.
3. Необходимо повысить надежность снабжения электропитанием реактора.
4. Необходимо улучшить подготовку персонала, особенно молодых работников, т.к. человеческий фактор играет большую роль в заглушении реактора (ошибки персонала), а также при восстановлении мощности реактора.
5. При продолжении работы по созданию «советчика оператора» необходимо учитывать все рассмотренные здесь случаи аварийных заглушений, а также опыт эксплуатационного персонала реактора.
6. Отказы экспериментального оборудования увеличивают вероятность аварийных заглушений, ведущих к экономическим потерям. Уменьшение их числа зависит от своевременного обнаружения аномалий в поведении реактора. Это обостряет необходимость создания «советчика оператора».
7. Необходимо создать простейший тренажер, моделирующий работу реактора в стационарных и переходных режимах работы для повышения квалификации персонала.
8. По-видимому, целесообразно провести подобный анализ для других исследовательских реакторных установок. Это позволит полнее представить проблему повышения безопасной эксплуатации этих реакторов и меры для ее разрешения.

Литература

1. ОПБ ИР-2000 г. - М.: Энергоатомиздат, 2000.
2. Козиев И.Н., Кочнов О.Ю., Старизный Е.С., Волков Ю.В. Комплекс информационной поддержки оператора ВВР-ц. Опыт создания первой версии//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - № 2.
3. Шенк Х. Теория инженерного эксперимента. - М.: Мир, 1972.
4. Бендат Дж., Пирсол А. Измерение и анализ случайных процессов. - М.: Мир, 1971.
5. Королев В.В. Системы управления и защиты АЭС. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
6. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ. - Обнинск: ОИАЭ, 1997.

Поступила в редакцию 24.12.2001

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.568.007.4

Analysis of Influence of Layout of NPP Control Room Displays on Efficiency of Information Perception \ A.N. Anokhin, E.N. Alontseva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 2 tables, 2 illustrations. - References, 8 titles.

The purpose of presented research is to carry out an experimental comparison of duration and reliability of perception of displays ordered under some layout principles. The following layout principles were studied: ordered by display's form, ordered by functional assignment, disordered, disordered and accentuated, shared and presented by one after another. 135 participants (students and post-graduate students of the INPE) took part in experiments. The following main conclusions were drawn. High reliability and large duration of perception are resulted from shared layout. The quickness of perception of graphical accentuated displays decreases on about third in comparison with unaccentuated ones. The disordered layout result to extremely low correctness. The functional layout isn't effectual under deficiency of knowledge about problem area. Horizontally ordered layout is preferable beside vertically ordered displays. During perception participants read about half of all information in ordered layout and above 70 percent of all information in disordered layout

УДК 621.039.58

Date Accidents Analysis of WWR-c reactor \ O.Y. Kochnov, Y.V. Volkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 1 table, 8 illustrations. - References, 6 titles.

The operation protective system analyze of WWR-c (Obninsk) was presented in this article since reactor start up (1964). The accident reasons was considered. The conclusion about increasing safety exploitation of research reactor was done.

УДК 621.039

Decommissioning of NPP Units: Conception; State of Execution \ S.A. Nemytov, V.K. Zimin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 7 pages, 1 table.

The paper is devoted to actual problem of decommissioning of NPP units. The basic concepts, normative documents, stages of process and its feature are considered.

УДК 539.173.84

On the problem of the effective multiplication factor determination using statistical pulse methods \ V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 5 pages. - References, 5 titles.

The approach for taking in account the detector position influence on the measured decay neutron density coefficient and other point kinetic parameters by using the pulse neutron source experiments in the multiplying subcritical media is proposed.

Instead the adjoint homogeneous equation (relative the asymptotic power) here is used the adjoint inhomogeneous equation (relative the such detector count rate). The obtained results may be useful by the neutron life time measurements analyses and the spatial correction factor calculation by the effective multiplication factor determination using Rossi-alfa methods – for the low multiplying subcritical media with neutron source especially.

УДК 621.039.54

General Study Statement on Thermomechanical Behaviour of the WWR-1000 Reactor Core \ V.M. Troyanov, Y.U. Likhachev, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 11 pages, 3 illustrations. - References, 14 titles.

The paper reviews general study statement on thermomechanical behaviour of the WWR-1000