

белой массы, находящейся в металлическом корпусе. Представлены некоторые результаты расчетов, полученные путем численной реализации вышеописанных моделей.

ЛИТЕРАТУРА

1. Правила проектирования систем аварийного электроснабжения атомных станций ПНАЭГ-9-027-91.
2. Правила устройства электроустановок ПУЭ-76, СНИП III-33-76 1977г.
3. ДСТУ Б В.1.1-4-98 Защита от пожара. Строительные конструкции. Методы испытаний на огнестойкость.
4. Круковский П.Г. Обратные задачи тепло-массопереноса (общий инженерный подход).- К.: ИТТФ НАН Украины, 1998.- 224 с.
5. Баратов А.Н. Пожаровзрывоопасность веществ и средства их тушения. М. 1990.- Т. 1- 496 с.
6. Olavi Keski-Rahkonen and Johan Mangs. Fire induced damage to electrical cables and fire growth on cables. VTT Building and Transport (Finland).
7. Evaluation of Fire Models for Nuclear Power Plant Applications: Cable Tray Fires (International Panel Report), NIST (USA).

Получено 12.10.2004 г.

УДК 621.039.588

Сапожников Ю.А., Шевелев Д.В.

ОАО Киевский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «Энергопроект»

АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РЕЗУЛЬТАТОВ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ АНАЛИЗОВ

Статья посвящена вопросам анализа неопределенности результатов, полученных при проведении детерминистических обоснований безопасности ядерных энергоблоков. Обсуждается методика выполнения анализа неопределенностей, а также выполнен анализ максимальной проектной аварии для реактора ВВЭР 1000 с учетом анализа неопределенности входных данных.

Статья посвящена вопросам анализа неопределенности результатов, полученных при проведении детерминистических обоснований безопасности ядерных энергоблоков. Обсуждается методика выполнения анализа неопределенностей, а также выполнен анализ максимальной проектной аварии для реактора ВВЭР 1000 с учетом анализа неопределенности входных данных.

The article deals with questions of uncertainty results analysis of deterministic grounds of nuclear power units safety. The method of implementation of the analysis is discussed. Also the analysis of maximal design accident for the WWER 1000 reactor has been performed using the uncertainty analysis of input data.

РУ – реакторная установка;

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;

ЯППУ – ядерная паропроизводящая установка.

Введение

На настоящий момент с целью обоснования безопасной эксплуатации ядерных энергетических установок широко используются интегральные теплогидравлические компьютерные коды улучшенной оценки, позволяющие с высокой степе-

нью достоверности моделировать процессы на исследуемых объектах.

Опыт, приобретенный авторами, при выполнении теплогидравлических анализов на этапе получения лицензии на эксплуатацию таких объектов как промышленные ядерные энергетические уста-

новки, продемонстрировал необходимость более глубокого изучения исследуемых аварийных ситуаций. На данный момент, инструментом позволяющим определить влияние всего многообразия факторов на наиболее консервативное значение анализируемого критерия приемлемости, является проведение анализа неопределенности результатов анализов.

Цели исследования

Целью данного исследования является выполнение анализа неопределенности результатов, получаемых при проведении анализа безопасности ядерного энергоблока с применением консервативного подхода.

Следует заметить, что выполнение подобного рода анализов требуется согласно действующим нормативным документам [1]. Однако на данный момент в Украине не разработана методика, позволяющая выполнять анализ неопределенностей. Целью настоящей статьи является демонстрация методики оценки неопределенности аварийных ситуаций на примере анализа максимальной проектной аварии, проанализированной в рамках разработки отчета по анализу безопасности энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС [2]. В основу методики анализа неопределенностей положены материалы представленные в [3].

Методы исследования

В наиболее простом виде анализ неопределенностей можно подразделить на [0]:

- анализ неопределенности компьютерного кода и расчетной модели – данного рода неопределенности имеют место при недостаточной степени изученности явлений, возникающих на натурном объекте при возникновении разного рода аварийных ситуаций. Подобного рода неопределенности могут быть учтены при разработке и валидации расчетной модели для компьютерного кода. При отсутствии экспериментальной информации должны рассматриваться максимально консервативные параметры;

- анализ неопределенности начальных условий представляет собой анализ влияния систематической погрешности, заложенной в измеряемых ве-

личинах, на получение наиболее консервативного результата по исследуемому критерию приемлемости.

Для однозначного трактования представленного материала, введем основные определения, используемые при анализе безопасности с использованием консервативного подхода [3]:

Консервативная модель – это модель с изначально заложенными пессимистическими относительно приемочных критериев граничными условиями по физическим параметрам теплоносителя, ядерного топлива и оборудования РУ. Степень консервативности, как правило, подтверждается анализом чувствительности модели к изменениям параметров РУ.

Консервативный расчетный код – компьютерный код, содержащий полный набор моделей, необходимых для определения пессимистических, относительно приемочных критериев, условий протекания переходного процесса.

Модель улучшенной оценки – модель, доработанная с учетом соответствующего уровня знаний по физическим процессам, которые могут иметь место на исследуемом объекте, отображающая реалистическую оценку физических процессов.

Код улучшенной оценки – комбинация моделей улучшенной оценки в количестве, необходимом для получения реалистической оценки интегрального отклика РУ при аварии. Таким кодом может считаться компьютерный код, не содержащий моделей с умышленным консерватизмом и содержащий в достаточной степени детализированные модели и корреляции для описания соответствующих процессов при авариях, для которых разрабатывался код.

Консервативные данные – параметры ЯППУ, контайнмента, начальные условия, допущения по доступности оборудования, аварийным последовательностям, выбранные для получения максимально пессимистических результатов относительно установленных приемочных критериев.

Реалистичные данные – параметры ЯППУ, контайнмента, начальные условия, допущения по доступности оборудования, аварийным последо-

вательностям, выбранные для получения реалистичных результатов. Реалистичными, с наибольшей степенью точности, могут считаться данные, заложенные в проекте 'as designed'.

Таким образом, для соблюдения принципа консервативного подхода должно быть обеспечено выполнение того, что фактическая реакция РУ, относительно выбранного приемочного критерия, ограничена консервативным значением критерия на эту реакцию. Т.е. для приемочного критерия по температуре оболочек твэл при соблюдении принципа консервативного подхода должно обеспечиваться выполнение следующего неравенства:

$$\max(T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{консервативная}}) > \max(T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{реальная}}),$$

где $T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{консервативная}}$ – максимальная температура оболочек твэл, полученная консервативным путем; $T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{реальная}}$ – максимальная температура оболочек твэл, полученная на натурном объекте (подобным объектом может быть как реальный энергоблок, так и экспериментальная установка, с учетом эффектов масштабирования).

При использовании подхода улучшенной оценки с проведением анализа неопределенностей выполняется условие того, что реальное значение параметра будет находиться в диапазоне полученных расчетных значений, учитывающих неопределенности их значений при расчете. Таким образом, получаем следующее неравенство:

$$T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{улучш.оценки}} - T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{неопред.}} < T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{реальная}} < T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{улучш.оценки}} + T_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{неопред.}}$$

Из представленных неравенств (1) и (2) следует, что консервативный подход не дает представления о существующем запасе по безопасности между ответной реакцией, полученной от реального объекта, и соответствующей реакцией, полученной расчетным путем с использованием принципа консервативного подхода.

В то же время, анализ неопределенностей результатов, полученных с использованием консервативного подхода, позволяет: учитывать взаимное влияние всевозможных комбинаций расчетных параметров в диапазоне их изменения на ис-

следуемый критерий приемлемости; производить корректные измерения запасов до нарушения принятых критериев приемлемости и оценивать реалистичное поведение расчетной величины.

В итоге, подход улучшенной оценки с использованием анализа неопределенностей, позволяет получить наиболее достоверные значения анализируемых величин во всем диапазоне их изменения. При этом не требуется выполнения анализа чувствительности, который может давать не корректную информацию о максимумах анализируемых величин, в виду не учета взаимного влияния изменяемых параметров. Анализ чувствительности также не позволяет адекватно подобрать значения начальных значений параметров и оценить степень заложенного консерватизма.

Для выполнения анализа неопределенности начальных условий использовался интегральный компьютерный код RELAP5 mod 3.2, который является компьютерным кодом улучшенной оценки для анализа переходных процессов в легководных реакторах. Код позволяет моделировать аварийные ситуации с большими и малыми течами, эксплуатационные переходные режимы с потерей электропитания, со сбросом нагрузки турбиной, отключением петли РУ, нарушением теплоотвода со стороны первого и второго контуров и другие переходные процессы.

Реакторная установка моделируется как набор связанных элементарных объемов. Расчет параметров РУ производится путем решения системы нестационарных уравнений баланса массы, импульса и энергии для жидкой и паровой фаз теплоносителя в каждом из объемов. Уравнения гидродинамики и теплопередачи в каждом объеме решаются в одномерном приближении. Полученная алгебраическая система разностных уравнений решается численно явным методом с последующим итерационным уточнением по неявной схеме.

Специфика моделирования отдельных компонентов приведена в [5]. В качестве компьютерной модели энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС была использована валидированная модель для кода RELAP5 [7].

Обсуждение результатов

Изначально было выполнено аналитическое обоснование последствий максимальной проектной аварии для реакторной установки ВВЭР 1000 с учетом требований консервативного подхода и соответствующим анализом чувствительности по отношению к максимальной температуре оболочек твэл [0]. В результате расчетного анализа, была получена зависимость (рис. 1) температуры оболочки наиболее теплонапряженного твэл от времени.

Как видно из результатов, представленных на рис. 1, при максимально допустимой температуре оболочек твэл 1200 °С [0], ее значение не превышает 938 °С на первом пике и 853 °С на втором пике, что значительно ниже приемочного критерия. В результате анализа полученных расчетных значений, можно заключить, что анализ неопределенности кода и модели был выполнен в объеме соответствующем имеющимся экспериментальным обоснованиям, которые были выполнены для данного типа реакторной установки, что подтверждает валидация модели, выполненная в [0]. Однако, невыполнение анализа неопределенности начальных условий, не позволяет говорить о полной корректности полученных результатов. Что

же касается проведенного анализа чувствительности, то он не дает четкого ответа на корректность задания начальных условий относительно получения максимального значения температуры оболочек твэл.

Следующим шагом при оценке максимальной температуры оболочки твэл для максимальной проектной аварии является непосредственно выполнение анализа неопределенности.

С целью определения влияния неопределенностей начальных условий была проведена серия расчетных анализов, позволяющих учесть изменения параметров во всем диапазоне их варьирования и с учетом их взаимного влияния.

Разумеется, что точность подобных анализов непосредственно зависит от количества проведенных численных экспериментов. Для равномерного распределения случайной величины относительная величина погрешности оценивается как $(1/\sqrt{n})$, где n – число опытов. После проведения вычислений было установлено, что количество расчетных анализов должно быть не менее 64, при этом относительная погрешность метода составляет 12,5 %.

Для оценки взаимного влияния начальных условий была выполнена серия расчетов, где в качестве изменяемых начальных условий было опре-

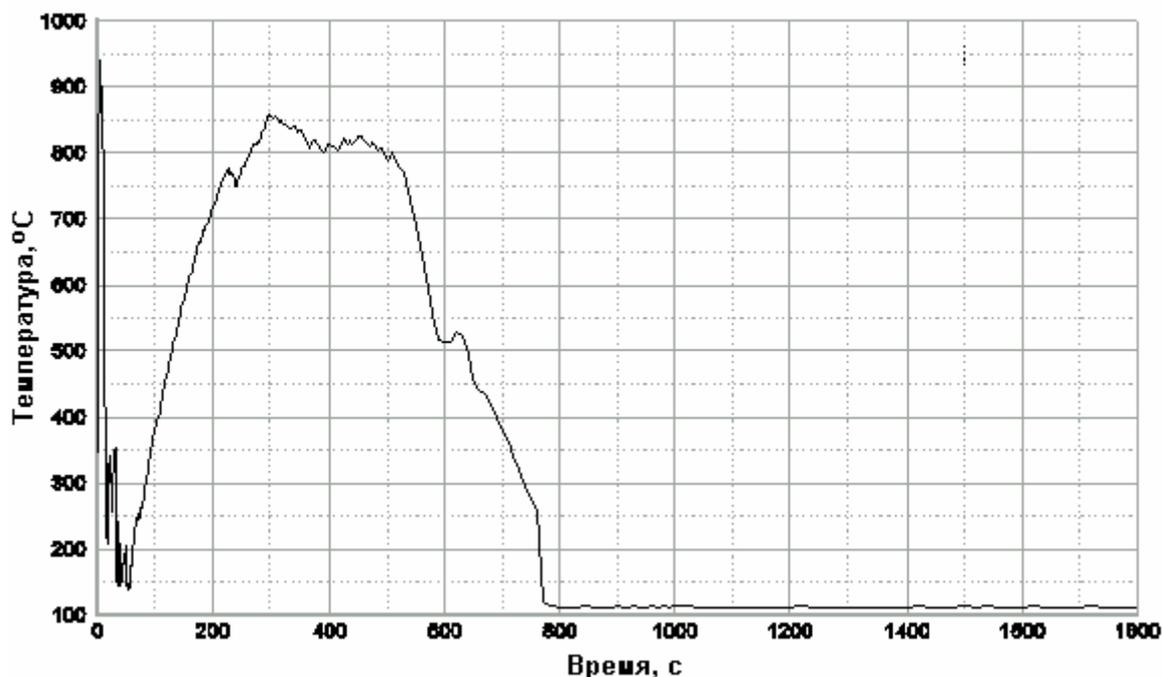


Рис. 1. Зависимость температуры оболочек твэл от времени

делено 26 расчетных параметров (принимаящих 64 различных значения в пределах диапазона своего изменения), которые влияют на максимальную температуру оболочек твэл. Диапазон изменения указанных параметров определяется, исходя из четко известных величин определенных в проектной документации.

Перечень этих параметров, а также диапазон их изменения представлен в таблице.

На следующем этапе выполнения анализа неопределенности начальных данных значения измененных параметров были подставлены в файл входных данных для компьютерного кода, применяемого для расчетов теплогидравлических процессов в ядерной паропроизводящей установке.

Результатом выполнения указанного набора расчетных анализов является набор выходных данных. Поскольку при проведении анализа рас-

четная модель оптимизирована для получения максимального значения оболочек твэл, то результатом выполнения подобных анализов является один график, представляющий собой диапазон изменения температуры оболочек твэл во времени, который представлен на рис. 2. При этом верхняя огибающая кривая представляет собой набор из максимальных значений температур оболочки твэл, полученных на каждом расчетном шаге в указанных 64 расчетах. Аналогично средняя и нижняя огибающая кривая соответствуют средним и минимальным значениям температуры оболочки максимально энергонапряженной твэл.

Выводы

1. Максимальное значение температуры оболочки наиболее напряженного твэл (выше 961 °С) получено на этапе анализа неопределенности

Т а б л и ц а . Перечень независимых параметров

Параметр	Диапазон изменения	
Нейтронная мощность реакторной установки, %	96.0	104.0
Давление теплоносителя первого контура, МПа	15.3	15.9
Давление второго контура, МПа	59.8	63.7
Диаметр топливной таблетки (горячий твэл средней ТВС), м	0.003785	0.003809
Диаметр внутренней оболочки твэл, (горячий твэл средней ТВС), м	0.003860	0.003894
Диаметр наружной оболочки твэл, (горячий твэл средней ТВС), м	0.004550	0.004584
Диаметр топливной таблетки (средняя ТВС), м	0.003785	0.003809
Диаметр внутренней оболочки твэл, (средняя ТВС), м	0.003860	0.003894
Диаметр наружной оболочки твэл, (средняя ТВС), м	0.004550	0.004584
Диаметр топливной таблетки (горячий твэл горячей ТВС), м	0.003785	0.003809
Диаметр внутренней оболочки твэл, (горячий твэл горячей ТВС), м	0.003860	0.003894
Диаметр наружной оболочки твэл, (горячий твэл горячей ТВС), м	0.004550	0.004584
Диаметр топливной таблетки (горячая ТВС), м	0.003785	0.003809
Диаметр внутренней оболочки твэл, (горячая ТВС), м	0.003860	0.003894
Диаметр наружной оболочки твэл, (горячая ТВС), м	0.004550	0.004584
Коэффициент истечения недогретой жидкости со стороны реактора	0.7	1.0
Коэффициент истечения насыщенной жидкости со стороны реактора	1.0	1.2
Коэффициент истечения недогретой жидкости со стороны реактора	0.7	1.0
Коэффициент истечения насыщенной жидкости со стороны реактора	1.0	1.2
Модель газового зазора	0.0	1.0
Коэффициент гидравлического сопротивления	0.0	150.0
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /час	80000.0	88800.0
Уровень в компенсаторе давления, м	8.47	9.07
Уровень в парогенераторе по метровому уровнемеру, м	0.255	0.335
Температура питательной воды подаваемой в парогенераторы, °С	213.0	227.0

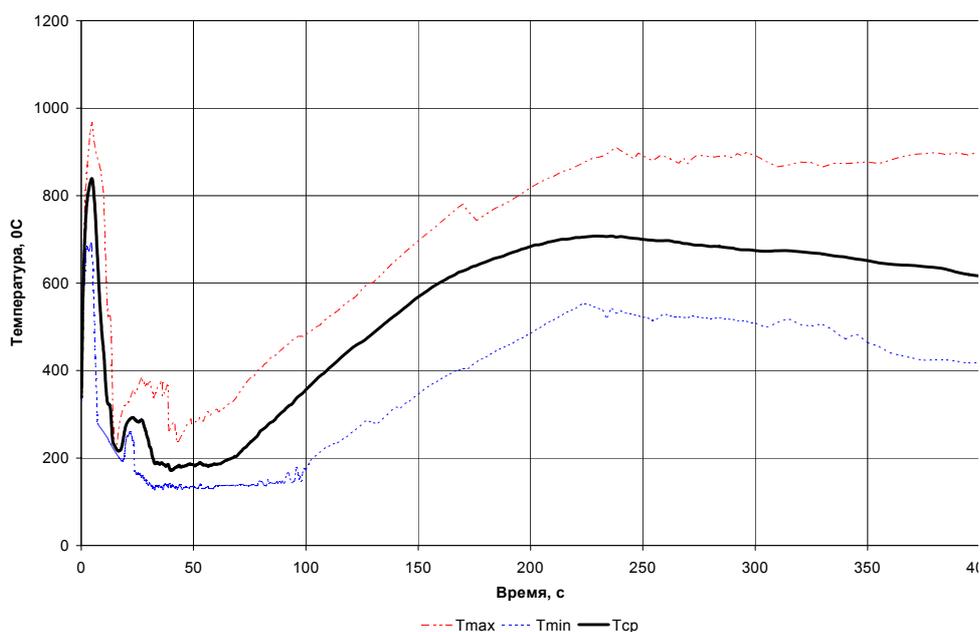


Рис. 2. Диапазон изменения температуры оболочек твэл в зависимости от времени.

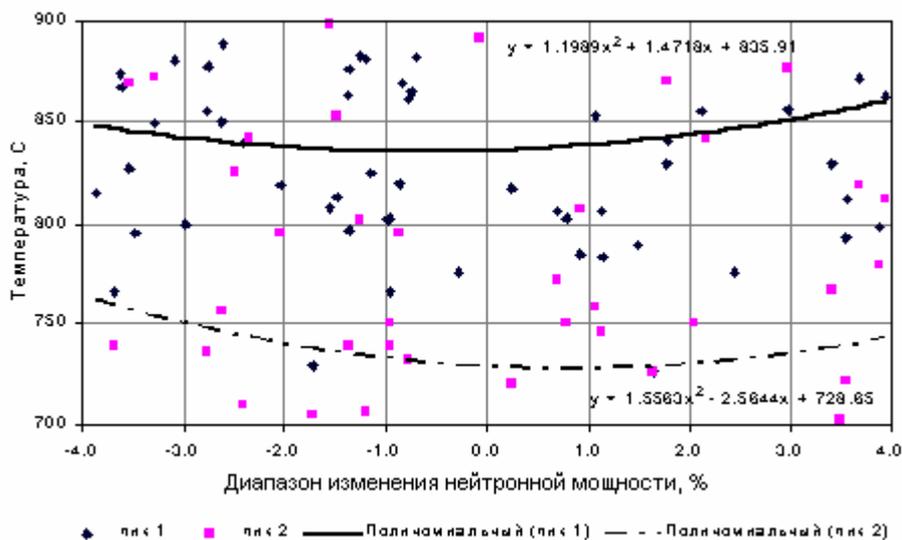


Рис. 3. Зависимость температуры оболочки твэл от мощности реакторной установки.

входных данных. Значение, полученное с применением только анализа чувствительности 939 °С. Необходимо проведение анализа неопределенности полученных результатов как минимум для определяющих аварий.

2. Дополнительно, на основании полученных данных, можно определить степень влияния каждого из независимых расчетных параметров на значение температуры оболочек твэл. С этой целью, необходимо с помощью метода наименьших квадратов определить интерполяционный полином, характеризующий степень влияния каждого

из параметров на максимальную температуру оболочек твэл. Для числа опытов $n = 64$ путем фильтрации шумов было определено, что значимыми являются члены полиномиального ряда вплоть до квадратичного.

На рис. 3 представлена зависимость температуры оболочек твэл от нейтронной мощности реактора и соответствующие двум пикам температуры интерполяционных полиномов. Из характера поведения полинома видно, что влияние мощности на температуру оболочек твэл имеет нелинейный характер. При этом увеличение нейтронной мощ-

ности приводит к росту на 16 °С первого пика температуры оболочек ТВЭЛ и к снижению на 8 °С значения второго пика температуры оболочек ТВЭЛ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности АС с реакторами типа ВВЭР на стадии выдачи разрешения на ввод в эксплуатацию. КНД 306.302-96.- 1997.
2. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Отчет по анализу безопасности. Глава 15. Анализ аварий. 43-923.203.254.ОБ.15.02.02. Часть 2. Книга 2. ОАО КИЭП. - 2003.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident analysis of nuclear power plants, Main Report, Safety Series, IAEA, Vienna.- 2000.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Draft Requirements, Safety Standard Series, NS-R-1, IAEA, Vienna.- 2000.
5. RELAP5/MOD3.2. Code manual. NUREG/CR - 5535. INEL - 95/0174. Vol. 1-7.
6. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций НП 306.1.02/1.034. -2000.
7. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Отчет по анализу безопасности. Глава 15. Анализ проектных аварий. Описание расчетной модели для кода RELAP. 43-923.203.031.РМ01-09. ОАО «Киевский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «ЭНЕРГО-ПРОЕКТ».

Получено 04.10.2004 г.

УДК 621.039.588

ШЕВЕЛЕВ Д.В., САПОЖНИКОВ Ю.А., КОНЫШИН Е.В.

ОАО Киевский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «Энергопроект»

ОТРЫВ КРЫШКИ КОЛЛЕКТОРА ПАРОГЕНЕРАТОРА

В доповіді розглянуто захід спрямований на підвищення безпеки діючих АЕС та АЕС, що будуються. Розглянуто протікання аварії „Відрив кришки колектору парогенератора” та можливі дії оператора.

В статье рассмотрено мероприятие, направленное на повышение безопасности действующих и строящихся АЭС. Рассмотрено протекание аварии «Отрыв крышки коллектора парогенератора» и разработаны рекомендации к действиям оперативного персонала для снижения последствий аварии.

Action directed to increase of safety of operating NPPs and NPPs under construction is considered in this report. The passing of “Break of SG’s collector head” accident and possible operator actions are taken up.

АЗ – аварийная защита;
 АПЭН – аварийный питательный электрический насос;
 АЭС – атомная электростанция;
 БРУ-А – быстродействующая редуцирующая установка сброса пара в атмосферу;
 БРУ-К – быстродействующая редуцирующая установка сброса пара в конденсатор;
 ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;
 ВД – высокое давление;
 ВПЭН – вспомогательный питательный электронасос;

ГЕ – гидроемкость;
 ГЦН – главный циркуляционный насос;
 ГЦТ – главный циркуляционный трубопровод;
 ДГ – дизель-генератор;
 ИПУ – импульсное предохранительное устройство;
 ИС – исходное событие;
 КД – компенсатор давления;
 НД – низкое давление;
 ОР – орган регулирования;
 ПВД – подогреватель высокого давления;
 ПГ – парогенератор;