

РАСЧЕТНЫЙ БЕНЧМАРК - ТЕСТОВАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА БР-10

А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова, Э.П. Попов, С.В. Забродская,

А.Г. Цикунов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В настоящей статье предлагается в качестве международного бенчмарка тестовая модель быстрого реактора БР-10 для обмена результатами расчета радиационных характеристик облученных материалов этой модели. Цель этого бенчмарка увеличить точность и надежность вышеупомянутых характеристик путем сравнения различных систем констант и расчетных программ.

За последние годы в странах, развивающих ядерную энергетику, большое количество реакторов первого поколения выработали свой ресурс и выводятся или уже выведены из эксплуатации.

Для обеспечения радиационной безопасности вывода из эксплуатации реакторных установок необходимо точное знание радиационных характеристик облученных и загрязненных материалов.

Во многих странах созданы или создаются программные комплексы для расчета радиационных характеристик облученных материалов.

Выбор международных тестовых моделей реактора, расчет по различным системам констант и расчетным программам, обмен результатами расчета выбранных моделей позволят заинтересованным группам расчетчиков увеличить точность и надежность расчетов вышеуказанных характеристик.

В настоящем документе предлагается в качестве международного бенчмарка тестовая модель быстрого реактора БР-10 для обмена результатами расчета радиационных характеристик облученных материалов этой модели.

При выборе конкретной модели реактора БР-10 учитывалось условие возможности сравнения результатов расчета с имеющимися и запланированными для получения в будущем экспериментальными результатами по облученным материалам. Поэтому несмотря на упрощение модели реактора и истории облучения материалов расчеты величин активности долгоживущих радионуклидов должны быть близки к экспериментальным результатам.

В тестовой модели предлагается рассчитать активность материалов двух групп оборудования, имеющих различную историю облучения из-за модернизации реактора, проведенной в 1980-1982 гг.

Модернизация реактора была вызвана необходимостью смены корпуса реактора, набравшего величину флюенса $\sim 8.0 \times 10^{22}$ н/см². Кроме корпуса реактора было заменено оборудование, размещенное внутри этого корпуса (поворотная пробка и др.), и органы управления (КЦ). Эта группа оборудования облучалась примерно 20,7 года при средней мощности реактора ~ 1.7 МВт.

© **А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова, Э.П. Попов, С.В. Забродская, А.Г. Цикунов**, 2001

Ко второй группе отнесено оборудование и боковая защита, которые не заменялись во время капитального ремонта. Материалы этой группы дополнительно будут подвергаться облучению примерно 20,6 года при средней мощности реактора ~2.58 МВт (при предположении работы реактора до конца 2003 г.).

ТЕСТОВАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА БР-10

На рис. 1 приведена расчетная RZ-модель активной зоны и защиты реактора БР-10, которую предлагается использовать для расчетов нейтронных полей и величин активности материалов. Источником нейтронов является активная зона № 1. На внешних границах предполагается вакуум.

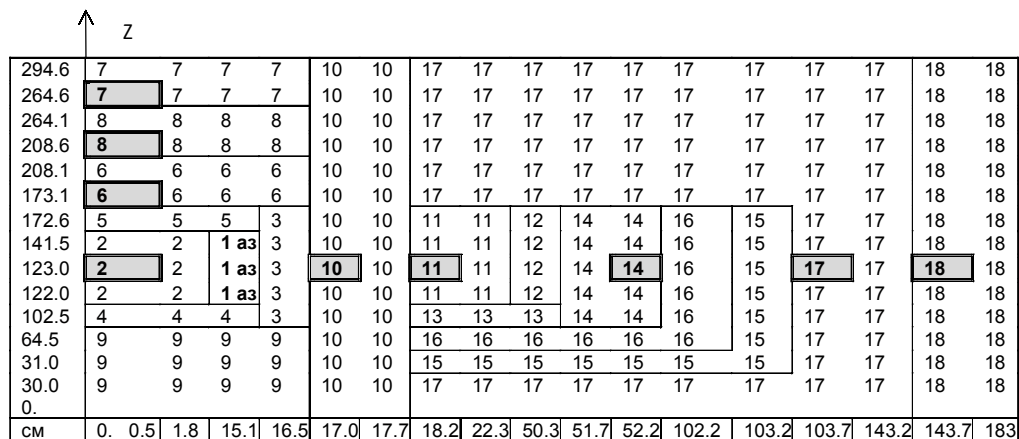


Рис. 1. Расчетная RZ-модель реактора БР-10:

- | | |
|--------------------------------------------------|------------------------------------------------|
| 1 - активная зона (а.з.); | 11 - компенсирующий цилиндр (КЦ); |
| 2 - центральная петля; | 12, 13 - боковой никелевый экран; |
| 3, 4 - никелевая корзинка; | 14 - внутренняя обечайка корпуса бака с водой; |
| 5 - верхний торцевой экран ТВС; | 15 - внешняя обечайка корпуса бака с водой; |
| 6, 7 - поворотная пробка с защитой; | 16 - защита из воды; |
| 8 - поворотная пробка с защитой из карбида бора; | 17 - защита из чугуна; |
| 9 - нижние конструкции реактора; | 18 - защита из тяжелого бетона |
| 10 - корпус и кожух реактора; | |

Таблица 1

Химический состав зон расчетной модели реактора БР-10 ($\times 10^{24}$ ядер/см³)

№зоны	1	2	3	4	5	6, 7	8	9
Т К	1300	800	600	600	800	600	600	600
Pu239	.600e-2	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Pu240	.317e-3	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Pu241	.190e-4	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
O	.146e-1	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Na	.748e-2	.156e-1	0.	.101e-2	.953e-2	0.	0.	.798e-2
Fe	.138e-1	.177e-1	0.	.304e-2	.241e-1	.594e-1	0.	.226e-1
Cr	.334e-2	.489e-2	0.	.791e-3	.587e-2	.164e-1	0.	.525e-2
Ni	.310e-2	.216e-2	.898e-1	.657e-2	.332e-2	.725e-2	0.	.258e-2
Mo	.627e-3	0.	0.	0.	.377e-3	0.	0.	0.
Mn	0.	.358e-3	0.	0.	0.	.120e-2	0.	0.
B-10	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.105e-1	0.
B-11	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.419e-1	0.
C	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.131e-1	0.

Продолжение табл. 1

№зоны	10	11	12	13	14, 15	16	17	18
Т К	600	600	600	600	600	330	600	600
О	0.	0.	0.	0.	0.	.334e-1	0.	.267e-1
Fe	.594e-1	0.	0.	0.	.594e-1	0.	.713e-1	.308e-1
Cr	.164e-1	0.	0.	0.	.164e-1	0.	0.	0.
Ni	.725e-2	.898e-1	.776e-1	.256e-1	.725e-2	0.	0.	0.
Mn	.120e-2	0.	0.	0.	.120e-2	0.	.623e-3	0.
C	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.143e-1	0.
H	0.	0.	0.	0.	0.	.669e-1	0.	.519e-2
Si	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.305e-2	.738e-2
Ca	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.421e-2
N	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.185e-2
Al	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.106e-2

На этом же рисунке приведены размеры зон (в сантиметрах) в боковом и осевом направлениях.

В табл. 1 приведены концентрации основных элементов в зонах расчетной модели реактора БР-10 (рис.1) и температуры зон в градусах Кельвина.

ВЫБОР ЗОН ДЛЯ РАСЧЕТА

Чтобы иметь возможность использовать программы с различными методами решения уравнения переноса нейтронов (включая и метод Монте Карло) для тестовых расчетов нейтронных потоков и величин активности элементов выбраны несколько зон малого объема (вместо точек) в радиальном и осевом направлениях. В выбранных зонах присутствуют основные материалы, из которых выполнены оборудование и защита реактора (нержавеющая сталь, никель, чугун, карбид бора и тяжелый бетон).

Выбранные зоны на рис. 1 выделены двойными рамками и заливкой, их радиальные и осевые координаты приведены в табл. 2. Отсчет координат зон в осевом направлении производится от низа модели (рис.1).

Таблица 2

Радиальные и осевые координаты зон для тестового расчета

№ зоны	Радиальное направление						Осевое направление		
	2	10	11	14	17	18	6	7	8
Коорд. R, см	0.0-0.5	16.5-17.0	17.7-18.2	51.7-52.2	103.2-103.7	143.2-143.7	0.0-0.5	0.0-0.5	0.0-0.5
Коорд. Z, см	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	172.6-173.1	264.1-264.6	208.1-208.6

НАБОРЫ ЭЛЕМЕНТОВ В ТЕСТОВЫХ ЗОНАХ ДЛЯ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ. СОДЕРЖАНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ В МАТЕРИАЛАХ ЗОН

В табл. 3 приведены наборы элементов в выбранных зонах, активность которых необходимо рассчитать, предполагая, что содержание этих элементов в материалах равно **одному весовому проценту** от плотности материала соответствующей зоны. В таблице вышеназванные элементы отмечены особым признаком: (1.0).

Набор элементов в зоне № 2 увеличен для того, чтобы иметь возможность провести анализ (если возникнет необходимость или желание) активности натриевого теплоносителя (от коррозии материалов и от примесей в натрии).

В этой же таблице приведено близкое к реальности содержание (в вес. %) основных и примесных элементов в материалах зон. Содержание основных и легирующих элементов взято из справочников, а содержание примесей определено экспертным способом. Эти данные необходимы для оценки удельной активности материалов зон. Если имеются достоверные данные содержания какой-либо примеси в материалах, которые существенно влияют на активность материала, их рекомендуется использовать в своих

Таблица 3

Содержание основных и примесных элементов в материалах выбранных зон расчетной модели реактора БР-10, (вес. %)

№ зоны	2	6, 7, 10, 14	11	17	18	8
Материал зоны	Сталь ЭИ-847	Сталь Х18Н9Т	Никель	Чугун	Тяжелый бетон	Карбид бора
Плотность материала, г/см ³	7.85	7.85	8.75	7.1	4.3	1.35
Элементы	Весовые проценты					
H	0. (1.0)**	0.	0.	0.	0.2 (1.0)	0.
Li	0. (1.0)	0.	0.	0.	2.0e-3 (1.0)	0.
B	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	77.3 (1.0)
C	0. (1.0)	0.1 (1.0)	0.1 (1.0)	4.0 (1.0)	0.	22.2 (1.0)
N	0. (1.0)	0.	0.	0.	1.2 (1.0)	0.
O	0. (1.0)	0.	0.	0.	16.5 (1.0)	0.
Na	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Al	0. (1.0)	0.	0.	0.	1.1 (1.0)	2.0e-2 (1.0)
Si	0.6* (1.0)	0.8 (1.0)	0.	2.0 (1.0)	8.0 (1.0)	2.0e-3 (1.0)
Cl	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
K	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Ca	0. (1.0)	0.	0.	0.	6.5 (1.0)	2.0e-3 (1.0)
Cr	16.0 (1.0)	18.0 (1.0)	0.	0.	0.2 (1.0)	1.0e-2 (1.0)
Mn	0.5 (1.0)	2.0 (1.0)	0.5 (1.0)	0.8 (1.0)	0.2 (1.0)	1.0e-2 (1.0)
Fe	64.6 (1.0)	70.1 (1.0)	1.0 (1.0)	93.0 (1.0)	66.3 (1.0)	1.0e-2 (1.0)
Co	2.0e-2 (1.0)	2.0e-2 (1.0)	6.0e-2 (1.0)	5.0e-3 (1.0)	5.0e-3 (1.0)	3.0e-3 (1.0)
Ni	15.0 (1.0)	9.0 (1.0)	98.5 (1.0)	0.	0.2 (1.0)	1.0e-2 (1.0)
Cu	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Zn	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Nb	0.7 (1.0)	2.5e-3 (1.0)	2.5e-3 (1.0)	1.0e-3 (1.0)	1.0e-3 (1.0)	1.0e-5 (1.0)
Mo	2.5 (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Ag	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Cd	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Sn	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Cs	0. (1.0)	0.	0.	0.	1.0e-4 (1.0)	0.
Ba	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Ta	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Sm	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
Eu	1.0e-5 (1.0)	1.0e-5 (1.0)	1.0e-5 (1.0)	1.0e-5 (1.0)	1.0e-5 (1.0)	0.
Th	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.
U	0. (1.0)	0.	0.	0.	0.	0.

Примечание. * - содержание элементов в материалах (взято из справочников, либо определено экспертным способом); ** - признак, указывающий на необходимость проведения расчета активности в предположении, что содержание этого элемента в материале равно 1 весовому проценту от плотности материала.

расчетах и информировать других участников расчета теста с целью уточнения сведений об основных примесях материалов.

В табл. 3 приведены названия материалов, их плотности (г/см³) и номера зон, в которых указанные материалы присутствуют. Номера зон соответствуют номерам зон модели реактора, приведенной на рис. 1.

Истории облучения двух групп материалов зон приведены в табл. 4.

Таблица 4

Мощность реактора и время работы реактора для двух групп материалов

1 группа материалов (зоны 2, 6,7,8,10, 11)		2 группа материалов (зоны 14, 17, 18)	
Мощность реактора, МВт тепл.	Продолжительность работы, год	Мощность реактора, МВт тепл.	Продолжительность работы и остановки, год
1.7	20.7	1.7	20.7
-	-	0.0	2.6
-	-	2.58	20.6

НАБОР ДОЛГОЖИВУЩИХ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ ДЛЯ РАСЧЕТА АКТИВНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ И МАТЕРИАЛОВ

Для уменьшения объема расчетной информации для сравнения предлагается ориентироваться главным образом на радионуклиды с периодом полураспада более одного года.

В табл. 5 приведен минимальный набор долгоживущих радионуклидов, которые образуются в результате активации элементов. Этот набор можно расширить, если появится необходимость.

РАСЧЕТНЫЕ ФУНКЦИОНАЛЫ ДЛЯ СРАВНЕНИЯ

Групповые спектры нейтронов

Для девяти зон, приведенных в табл. 2, представить

- групповые спектры нейтронов, нормированные на единицу;
- абсолютные значения плотности потока нейтронов для мощности реактора 1.7 МВт тепл.

Для представления потока нейтронов рекомендуется 28-групповое представление энергии нейтронов, принятое в системе групповых констант БНАБ [2], которое приводится в табл. 6; можно использовать и другие групповые представления.

УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ

Для девяти зон (табл. 2) выдать удельную активность (Бк/г материала) продуктов активации элементов, содержание которых равно по **1 вес. %** от материала выделенных зон. Список элементов указан в табл. 3, а их продукты активации - в табл. 5.

Для расчета активности элементов в зонах используются групповые потоки, усредненные по объему соответствующих выбранных зон.

Изотопный состав элементов в естественной смеси и периоды полураспада рекомендуется брать из [1].

История облучения элементов материала берется из табл. 4. Необходимо отметить, что материалы разбиты на две группы в зависимости от истории своего облучения.

Результаты расчета активности приводятся для следующих времен выдержки после облучения: 1, 10, 50, 100, 1000 лет.

В качестве примера представления результатов расчетов активности элементов мо-

Таблица 5

Набор долгоживущих продуктов активации элементов для расчета активности элементов и материалов

№	Элементы	Продукты активации элементов
1	H	H3
2	Li	H3
3	B	H3, Be10
4	C	C14, Be10
5	N	C14
6	O	C14
7	Na	Na22
8	Al	Al26
9	Si	Si32+P32*
10	Cl	Cl36, Ar39
11	K	Ar39, Cl36
12	Ca	Ca41, Ar39
13	Cr	Cr51**, V49**
14	Mn	Mn54**, Mn53
15	Fe	Fe55, Fe60+Co60
16	Co	Co60, Fe60+Co60
17	Ni	Ni59, Ni63, Co60
18	Cu	Ni63
19	Zn	Zn65**, Ni63
20	Nb	Nb93m, Nb94
21	Mo	Mo93, Nb93m, Tc99
22	Ag	Ag110m**, Ag108m, Ag108, Pd107
23	Cd	Cd113m, Ag108m, Ag108
24	Sn	Sn121m, Cd113m
25	Cs	Cs134, Cs135, Ba133
26	Ba	Ba133, Cs134, Cs135, Cs137+Ba137m,
27	Ta	Ta182**
28	Sm	Sm151, Pm145, Eu155
29	Eu	Eu152, Eu154, Eu155, Sm151
30	Th	U233, Th228, U232, U234, Pa231, Cs137+Ba137m, Sr90+Y90, Sm151, Kr85, Tc99
31	U	Pu239, Pu241, Pu240, Am241, Pu238, Cs137+Ba137m, Sr90+Y90, Sm151, Kr85, Tc99

Примечание *- материнские радионуклиды находятся в равновесии с дочерними; **- радионуклиды с периодом полураспада меньше года

жет служить табл. 7 для материала зоны № 6. Такая таблица оформляется для каждой зоны (всего 9 штук).

Таблица 6

Нейтронные спектры по зонам
(нейтр/см²·сек)

№ груп.	Верхняя граница, МэВ	Номера зон								
		2	10	11	14	17	18	6	7	8
1	20									
2	13.9818									
3	10.5									
4	6.5									
5	4.0									
6	2.5									
7	1.4									
8	0.8									
9	0.4									
10	200.0-3									
11	100.0-3									
12	46.4159-3									
13	21.5443-3									
14	10.0-3									
15	4.64159-3									
16	2.15443-3									
17	1000.0-6									
18	464.1589-6									
19	215.4434-6									
20	100.0-6									
21	46.41589-6									
22	21.54434-6									
23	10.0-6									
24	4.641589-6									
25	2.154434-6									
26	1.0-6									
27	0.4641589-6									
28	2.15443-7									
Σ										

Примечание. При представлении результатов указать используемую систему данных и расчетную программу

УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ МАТЕРИАЛОВ

После проведения расчетов удельной активности продуктов активации элементов, содержание которых равно по **1 вес. %** от материала выделенных зон, можно оценить удельную активность соответствующего материала.

Активность материала находится суммированием удельных активностей продуктов активации элементов соответствующих материалов, взятых с реальным весом содержания элементов в этом материале. Содержание элементов в материале берется из табл. 3.

Результаты расчета удельной активности материала (Бк/г материала) в зависимости от принятых времен выдержек приводятся в последней строке таблиц, например, как указано в табл. 7.

Таблица 7

Удельная активность продуктов активации элементов материала X18H9T зоны № 6 в зависимости от времени выдержки, Бк/г материала

Элемент*	Продукт* активации	Время выдержки, год				
		1	10	50	100	1000
C	C14					
	Be10					
Mn	Mn53					
	Mn54					
Fe	Fe55					
	Fe60+Co60					
Co	Co60					
	Fe60+Co60					
Ni	Ni59					
	Ni63					
	Co60					
Nb	Nb93m					
	Nb94					
Eu	Eu152					
	Eu154					
	Eu155					
	Sm151					
Материал - сталь X18H9T						

Примечание * - в этой таблице приводится содержание изотопов в естественной смеси, а также периоды полураспада продуктов активации в случае, когда они не совпадают с предложенным источником данных [1].

Литература

1. Pfenning G., Klewe-Nebenius H., Seelmann-Eggebert W. Chart of the Nuclides. 6 Edition, November 1995.
2. Мантуров Г.Н. и др. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Групповые константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, Вып.1. - М. ЦНИИАИ, 1996. - С. 59.

Поступила в редакцию 22.05.2001

Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. - 8 pages. - References, 21 titles.

In the paper some new modifications of the conventional point kinetics equations are proposed. The equations are provided an arbitrary functional, shape functions and delayed neutron precursors decay constants definitions and are intended for the description of the neutron flux evolution in nuclear reactor with fuel as an arbitrary mixture of the fissile nuclides

УДК 621.039.51

Calculational Benchmark – Test Model of BR-10 Reactor\A.V. Lyapin, N.A. Prochorova, E.P. Popov, S.V. Zabrodskaia, A.G. Tzikunov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 8 pages, 1 illustration, 7 tables.- References, 2 titles.

This article contains the international of fast reactor BR-10 on radioactive characteristics of irradiated materials. The purpose of this benchmark is to increase the accuracy and reliability mentioned above characteristics by comparison of different constant sets and codes.

УДК 621.039.51

Calculational Benchmark on Activation of Constructional Materials of Research Reactor AM\ R.I. Mukhamadeev, A.P. Suvorov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages, 2 illustrations, 4 tables.- References, 4 titles.

Description of developed calculational benchmark for the First NPP decommission is given. Two base functionals are supposed to calculate in the benchmark: 1) absolute neutron flux density (as function of neutron energy and distance from the core); 2) specific induced activity (as function of distance from the core and time after reactor shut-down).

УДК 621.039.51

Calculations of Netronic Characteristics of EAP-80 Reactor\ P. Pereslavytsev, D. Sahrai; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 11 pages, 17 illustrations, 11 tables.- References, 8 titles.

The subcritical reactor core with different type fuels loaded was investigated. Highly enriched fuel of the German SNR fast breeder reactor as well as the Superphenix fuel can be successfully installed in the active region of the subcritical reactor. The irregularities in the heat generation naturally occurring in the core in this case could be reduced by replacing the empty fuel boxes in the outer rounds of the core with lead-bismuth eutectic.

УДК 621.039.586

Code PPRKRS Abstract\M.V. Kachtcheev; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages.

The brief information about the program of calculation of corium interaction with VVER reactor internals and vessel under severe accident is presented. The program enables to predict the reactor vessel failure with the account of stratification of corium components.

УДК 621.311.25:621.384.01(043)

Transient Model of Two-phase Flow Heat Exchanger for NPP Simulator\A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 10 pages, 3 illustrations, 1 table.- References, 5 titles.

In the paper the description of a mathematical model of the two-phase flow transient heat exchanger, designed for NPP simulator is set up briefly. It was developed for real time calculations.