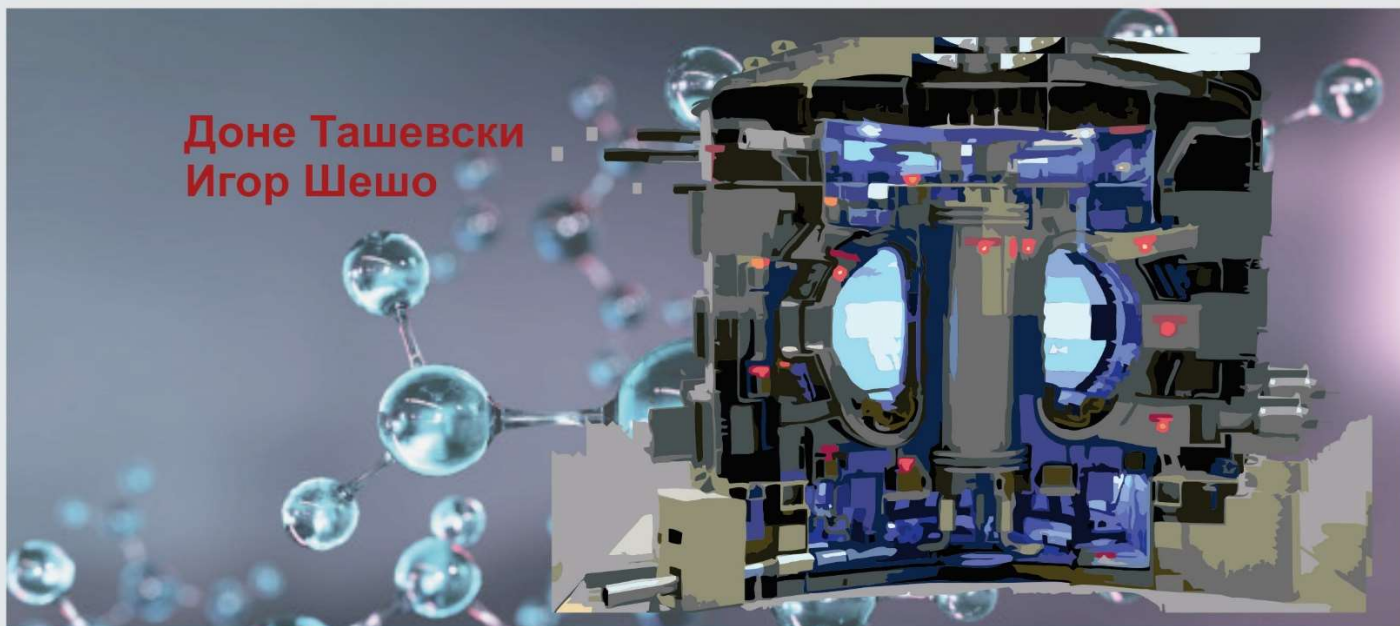


Доне Ташевски
Игор Шешо



НУКЛЕАРНИ ТЕРМОЦЕНТРАЛИ



Универзитет „Св. Кирил и Методиј“ во Скопје
МАШИНСКИ ФАКУЛТЕТ – СКОПЈЕ



проф. д-р Доне Ташевски
вонр. проф. д-р. Игор Шешо

НУКЛЕАРНИ ТЕРМОЦЕНТРАЛИ

Скопје, 2024

Издавач:

Универзитет „Св. Кирил и Методиј“ во Скопје
Бул. „Гоце Делчев“ бр. 9, 1000 Скопје
www.ukim@ukim.edu.mk

Уредник за издавачка дејност на УКИМ:

проф. д-р Биљана Ангелова, ректор

Уредник на публикацијата:

проф. д-р Доне Ташевски

Рецензенти:

1. проф. д-р Славе Арменски
2. проф. д-р Ристо Филкоски

Техничка обработка:

проф. д-р Доне Ташевски

Лектура на македонски јазик:

Виолета Јовановска-Никовска

Илустратор:

проф. д-р Доне Ташевски

CIP - Каталогизација во публикација
Национална и универзитетска библиотека "Св. Климент Охридски", Скопје

620.93(075.8)

621.311.25(075.8)

ТАШЕВСКИ, Доне

Нуклеарни термоцентрали [Електронски извор] / Доне Ташевски, Игор Шешо ; [илустратор Доне Ташевски]. - Скопје : Универзитет "Св. Кирил и Методиј", 2024

Начин на пристапување (URL):

https://www.ukim.edu.mk/e-izdanija/MAF/Nuklearni_termocentrali.pdf. - Текст во PDF формат, содржи 449 стр., илустр. - Наслов преземен од екранот. - Опис на изворот на ден 01.03.2024. - Библиографија: стр. 445-449

ISBN 978-9989-43-510-2

1. Шешо, Игор [автор]

а) Нуклеарни термоцентрали -- Високошколски учебници

COBISS.MK-ID 63118853

ПРЕДГОВОР

Книгата „Нуклеарни термоцентрали“ во основа е наменета за студентите од прв циклус на студии на Машинскиот факултет во Скопје на насоките Термичко инженерство и Енергетика и екологија на кои оваа област од техниката им е посебна специјалност, но може да им послужи како основа и на студентите од втор и трет циклус на истите насоки, како и на инженерите во практиката од областа на термоенергетиката.

Материјалот опфатен во оваа книга, во целост ги покрива содржините предвидени со наставната програма за дисциплината „Нуклеарни термоцентрали“ на прв циклус студии усвоена од Наставно-научниот совет на Машинскиот факултет – Скопје при Универзитетот „Св. Кирил и Методиј“ во Скопје.

Материјалот во книгата е изработен како резултат на повеќегодишно изведување на настава и аудиториски вежби по наведениот предмет, а е обработен во еднаесет поглавија:

1. Нуклеарна енергија и енергетика – општи согледувања
2. Нуклеарна физика
3. Физика на нуклеарен реактор
4. Фисија
5. Извори и пренос на топлина кај нуклеарните реактори
6. Материјали за нуклеарните реактори и специјални технологии
7. Концепција на енергетските нуклеарни реактори
8. Конструктивни елементи на енергетските нуклеарни реактори
9. Нуклеарни термоцентрали
10. Експлоатација и одржување на нуклеарни термоцентрали
11. Перспективни насоки за развој на нуклеарните реактори и НТЕЦ

Посебна благодарност при конципирањето на книгата, за несебичната помош и конструктивните забелешки при изработката на книгата им изразуваме на проф. д-р Славе Арменски и проф. д-р Ристо Филкоски, кои воедно се и рецензенти на книгата.

Авторите се надеваат дека ваквото концепциско изложување ќе му овозможи на читателот полесно и побрзо совладување на предметната материја, а во исто време на сите оние кои по издавањето на книгата ќе ги достават своите забелешки, однапред им се заблагодаруваат.

од авторите

СОДРЖИНА

1. НУКЛЕАРНА ЕНЕРГИЈА И ЕНЕРГЕТИКА – Општи согледувања	1
1.1. Вовед	2
1.2. Историски развој на нуклеарните реактори и термоцентрали	6
1.3. Состојба на нуклеарната енергетика во светот	17
2. НУКЛЕАРНА ФИЗИКА	26
2.1. Елементарни честички	27
2.2. Состав и структура на атомот	28
2.3. Енергија на електроните	29
2.4. Маса и димензии на атомот	31
2.5. Изотопи	33
2.6. Енергетски нивоа на атомските јадра	34
2.7. Стабилност на атомските јадра	35
2.8. Радиоактивност	36
2.9. Енергија за врска на нуклеоните во јадрото	41
2.10. Нуклеарни реакции	43
2.10.1. Нуклеарни реакции со неутрони	45
2.11. Ударни пресеци за нуклеарни реакции	45
2.11.1. Зависност на ударните пресеци од енергијата на неутроните	48
2.11.1.1. Ударен пресек за апсорпција на неутроните	49
2.11.1.2. Ударен пресек за еластичен судир	50
2.11.1.3. Ударен пресек за нееластичен судир	50
2.11.1.4. Ударен пресек за фисија	50
2.11.2. Ударни пресеци за апсорпција на термичките неутрони	51
3. ФИЗИКА НА НУКЛЕАРЕН РЕАКТОР	55
3.1. Физика на активната зона (јадрото)	56
3.1.1. Верижна реакција	56
3.1.2. Коефициент на мултипликација на неутроните	57
3.1.3. Реактивност на реакторот	59
3.1.4. Критична состојба на реакторот	60
3.1.5. Материјален и геометриски параметар	62
3.1.6. Коефициент на мултипликација на брзите неутрони	63
3.1.7. Резонантна апсорпција на неутрони во реакторот	65
3.1.8. Коефициент на топлинско искористување	67
3.1.9. Останати физички параметри на мрежата	68
3.1.10. Труење (задушвање) на реакторот	70
3.1.11. Замор на реакторот	72
3.1.12. Согорување на горивото	73
3.1.13. Пресметка на ударните пресеци	74
3.1.14. Брзи реактори	76
3.2. Физика на засенчување	80
3.2.1. Извори на неутрони	80
3.2.2. Извори на фотони	81
3.2.3. Слабеење на фотонското поле низ материјали	82
3.2.4. Дистрибуција на неутрони во заштитата на реакторот	82
3.2.5. Загревање со радијација	83

4. ФИСИЈА	85
4.1. Активност и период на полураспад	85
4.1.1. Закон на радиоактивен распад	85
4.2.2. Период на полураспад	86
4.2.3. Ранг на периодот на полураспад	86
4.2. Неутрони и неутронска интеракција	88
4.2.1. Производство на неутрони	88
4.2.2. Фотоненутронска реакција	88
4.2.3. Неутронска интеракција	88
4.3. Фисија	92
4.3.1. Нуклеарна фисија – дефиниција и видови	92
4.3.2. Ослободена енергија при фисија	94
4.3.3. Фисиони фрагменти	98
4.3.4. Потенцијална енергија на фисија	99
4.3.5. Верижна реакција на фисија	100
4.3.6. Неутрони	104
4.3.7. Неутронски ударен пресек	105
5. ИЗВОРИ И ПРЕНОС НА ТОПЛИНА КАЈ НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ	107
5.1. Извори на топлина кај нуклеарните реактори	108
5.1.1. Нуклеарни реакции како извор на топлина	108
5.1.2. Просторна распределба на генерираната енергија во реакторот	111
5.1.2.1. Распределба на изворите на топлинска енергија по пресек на горивната прачка	112
5.1.2.2. Однос на просечната и максималната моќ на нуклеарните реактори	113
5.2. Пренос на топлина кај нуклеарните реактори	114
5.2.1. Еднодимензионален пренос на топлината	117
5.2.2. Пренос на топлина низ процепот во горивните елементи	119
5.2.3. Дводимензионален пренос на топлината	120
5.2.3.1. Распределба на температурите во материјал со внатрешен извор на топлина	121
5.2.4. Пренос на топлина на средството за ладење	123
5.2.5. Пренос на топлина со зрачење	124
5.3. Топлинска пресметка на нуклеарен реактор	125
5.4. Топлински својства на соединенија	131
6. МАТЕРИЈАЛИ ЗА НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ И СПЕЦИЈАЛНИ ТЕХНОЛОГИИ	133
6.1. Вовед	134
6.2. Влијание на полето на зрачење во реакторот на својствата на материјалите	136
6.2.1. Интеракција на неутроните со кристалната решетка	136
6.2.2. Влијание на озрачувањето на корозијата	140
6.3. Фисиони материјали	141
6.3.1. Основни барања од нуклеарните горива	142
6.3.2. Метални нуклеарни горива	142
6.3.3. Керамички нуклеарни горива	144
6.3.4. Особини на нуклеарните горива	147
6.3.5. Технологија за изработка на чисти метали	148
6.3.6. Циклуси на нуклеарното гориво	150
6.3.6.1. Циклус на гориво од природен ураниум	150
6.3.6.2. Циклус на гориво со збогатен ураниум	152
6.3.6.3. Циклус на гориво со плутониум (плутониумски циклус)	168
6.3.6.4. Циклус на гориво со ториум (ториумски циклус)	169
6.3.7. Развој на ново нуклеарно гориво	172
6.3.8. Создавање затворен циклус на нуклеарно гориво	177

6.4.	Материјали за изработка (покривање) на горивните елементи (прачки)	178
6.5.	Модератори и рефлектори	181
6.6.	Средства за ладење	185
6.7.	Апсорпциони материјали	188
6.8.	Челици за садови под притисок	191
6.9.	Неметални материјали	192
7.	КОНЦЕПЦИЈА НА ЕНЕРГЕТСКИТЕ НУКЛЕАРНИ РЕАКТОРИ	197
7.1.	Видови и споредба на нуклеарни реактори	198
7.2.	Карактеристики на нуклеарните реактори	200
7.3.	Концепција на основните типови на енергетски нуклеарни реактори	203
7.3.1.	Реактори со гасно средство за ладење	203
7.3.1.1.	„Магнокс“ реактори (Magnox Gas cooled Reactor, MGR)	203
7.3.1.2.	Подобрени реактори со гасно средство за ладење (Advanced Gas cooled Reactor, AGR)	205
7.3.1.3.	Високотемпературни реактори ладени со хелиум и модерирани со графит (High Temperature Gas cooled Graphite moderated, HTGR)	207
7.3.2.	Реактори со вода како средство за ладење	211
7.3.2.1.	Графитни реактори на збогатен ураниум ладени со лесна вода (Light Water cooled Graphite moderated, LWGR)	211
7.3.2.2.	Реактори со вода под притисок како средство за ладење (Pressurized Water Reactor, PWR)	214
7.3.2.3.	Реактори со вода што врие како средството за ладење (Boiling Water Reactor, BWR)	216
7.3.2.4.	Реактори модерирани со тешка вода (Heavy Water moderated, HWR)	218
7.3.2.5.	Реактор CANDU (Canadian Deuterium Uranium)	220
7.3.2.5.1.	Реактор CANDU ладен со тешка вода под притисок (Pressurized Heavy Water cooled Reactor, PHWR)	220
7.3.2.5.2.	Реактор CANDU ладен со обична вода со дозволено вриење (Boiling Light Water Reactor, BLWR)	221
7.3.2.5.3.	Реактор CANDU со органски флуид како средство за ладење (Organic fluid Cooled Reactor, OCR)	221
7.3.2.5.4.	Споредба помеѓу CANDU и другите типови реактори	222
7.3.3.	Брзи оплодувачки реактори со течен метал како средство за ладење (Liquid Metal cooled Fast Breeder Reactor, LMFBR)	225
7.4.	Постапка при избор на енергетските нуклеарни реактори	230
7.4.1.	Избор на концепцијата на нуклеарните реактори	230
7.4.1.	Постапка при избор на нуклеарните реактори	230
8.	КОНСТРУКТИВНИ ЕЛЕМЕНТИ НА ЕНЕРГЕТСКИ НУКЛЕАРНИ РЕАКТОРИ	232
8.1.	Горивни елементи и канали (прачки)	233
8.1.1.	Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со гас	237
8.1.2.	Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со лесна вода	241
8.1.3.	Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со тешка вода	245
8.1.4.	Горивни елементи и канали кај брзите реактори	249
8.2.	Внатрешен транспорт на нуклеарно гориво	252
8.2.1.	Кампањска замена на горивото	252
8.2.2.	Континуирана замена на горивото	253
8.3.	Надворешен транспорт на нуклеарно гориво	255
8.4.	Уреди за регулација и компензација на реакторите	264
8.4.1.	Апсорпциони делови на контролните прачки	266
8.4.2.	Механизам за погон на контролните прачки	271
8.5.	Садови под притисок кај реакторите	273

8.5.1.	Челични садови под притисок	273
8.5.2.	Бетонски садови под притисок	277
8.6.	Дополнителни уреди кај нуклеарните реактори	280
8.6.1.	Генератори за пара	281
8.6.2.	Пумпи за циркулација	287
8.6.3.	Компензатор - акумулатор на притисок	290
8.7.	Биолошка заштита на реакторите	291
9.	НУКЛЕАРНИ ТЕРМОЦЕНТРАЛИ	297
9.1.	Концепција на нуклеарните термоцентрали	298
9.2.	Топлински шеми на нуклеарните термоцентрали	301
9.2.1.	Топлински шеми за НТЕЦ за производство на електрична енергија	301
9.2.2.	Коефициенти на полезно дејство (КПД) на НТЕЦ за производство на електрична енергија	303
9.2.3.	Топлински шеми на НТЕЦ за комбинирано производство на електрична и топлинска енергија	307
9.2.4.	Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со гас	310
9.2.4.1.	НТЕЦ со нискотемпературни реактори	310
9.2.4.2.	НТЕЦ со високотемпературни реактори	312
9.2.5.	Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со вода	313
9.2.5.1.	НТЕЦ со PWR реактори	313
9.2.5.2.	НТЕЦ со BWR реактори	315
9.2.5.3.	НТЕЦ со реактори ладени со вода и дополнително прегревање на пара	317
9.2.6.	Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со течни метали	319
9.2.7.	Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со тешка вода	321
9.2.8.	Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со други средства за ладење	323
9.3.	Технолошки шеми на модерни НТЕЦ и НТЕЦ во развој	324
9.4.	Технолошки шеми на помошните групови кај НТЕЦ	332
9.4.1.	Систем за пречистување на средството за ладење кое циркулира низ реакторот	332
9.4.1.1.	Пречистување на вода како средство за ладење	332
9.4.1.2.	Пречистување на органски средства за ладење	333
9.4.1.3.	Пречистување на гасни средства за ладење	334
9.4.1.4.	Пречистување на течни метали како средство за ладење	335
9.4.2.	Системи за зафаќање и подготовка на истечено средство за ладење	336
9.4.3.	Системи за компензација на средството за ладење	337
9.4.4.	Системи за инертен гас	339
9.4.5.	Останати помошни системи	339
9.5.	Регулација на нуклеарните термоцентрали	340
9.5.1.	Регулација со константна средна температура на средството за ладење ($t_l = \text{const.}$ при $mR = \text{const.}$)	341
9.5.2.	Регулација со константен притисок на парата ($p_1 = \text{const.}$ или $t_{ll} = \text{const.}$ при $mR = \text{const.}$)	341
9.5.3.	Регулација со променлив проток на средството за ладење	342
9.6.	Шеми на регулација на НТЕЦ	343
9.6.1.	Регулација на НТЕЦ со PWR реактори	343
9.6.2.	Регулација на НТЕЦ со BWR реактори	344
9.6.3.	Регулација на НТЕЦ со реактори ладени со гас	345
9.7.	Системи за принудно ладење на реакторите	347

10. ЕКСПЛОАТАЦИЈА И ОДРЖУВАЊЕ НА НТЕП	348
10.1. Експлоатациони особини на нуклеарните постројки	349
10.2. Контрола и прво пуштање на реакторот во погон	351
10.2.1. Постапка на монтажни и функционални контроли	351
10.2.2. Физичко пуштање на нуклеарниот реактор во погон	352
10.2.3. Енергетско пуштање на нуклеарна централа	353
10.3. Експлоатација на нуклеарните постројки при постојано и променливо оптоварување	355
10.3.1. Опслужување и одржување на уредите и системите	355
10.3.2. Промена на горивото во нуклеарниот реактор	356
10.3.3. Дозиметрија во нуклеарните центри	361
10.3.4. Еластичност при експлоатација на нуклеарните постројки	363
10.3.5. Сигурност при експлоатација на нуклеарните центри	364
10.4. Пуштање во погон и оптоварување на нуклеарните центри	367
10.4.1. Постигнување на погонските параметри	367
10.4.2. Резервни извори на енергија	368
10.4.3. Запирање и повторно оптоварување на нуклеарните центри	369
10.4.4. Подладување на реакторот	370
10.4.5. Систем за регулација на реакторот	370
10.5. Сигурносни системи кај реакторите	373
10.5.1. Сигурносен систем за запирање на реакторот	373
10.5.2. Сигурносен систем за ладење на реакторското јадро	374
10.5.3. Сигурносен систем за заштита на околината од радиоактивност на реакторот	375
10.6. Одржување на постројките кај нуклеарните центри	377
10.6.1. Претпоставени дефекти и начини за нивно елиминирање при проектирањето	377
10.6.2. Активност и контаминација	378
10.6.3. Деконтаминација и одржување на постројките од примарниот круг	379
10.7. Влијание на околината при експлоатација на нуклеарните центри	381
10.7.1. Исфрлање на радиоактивен отпад во околината	382
10.7.2. Складирање радиоактивен отпад	384
10.7.3. Фактори на безбедност при изградба на нуклеарните центри	392
11. ПЕРСПЕКТИВНИ НАСОКИ ЗА РАЗВОЈ НА НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ И НТЕЦ	394
11.1. Современи (нови) типови на нуклеарни реактори	395
11.2. Примена на ново нуклеарно гориво со затворен циклус	425
11.3. Начини за намалување на радиотоксичноста на потрошеното нуклеарно гориво кај НТЕЦ	426
11.4. Реактори во кои согорува високо радиоактивен отпад од преработка на потрошено гориво	430
11.4.1. Системи за трансмутација управувани со забрзувач на честички	430
11.4.2. Супкритични системи управувани од протонски акцелератори	432
11.4.3. Перспективи за развој на системи контролирани со акцелератори на наелектризирани честички	435
11.4.4. Основни аспекти на трансмутацијата	437
КОРИСТЕНА ЛИТЕРАТУРА	445

1

НУКЛЕАРНА ЕНЕРГИЈА И ЕНЕРГЕТИКА – Општи согледувања

1.1. Вовед

Од појавата на индустриското производство, па сè до денес може да се забележи динамичен пораст на потрошувачката на енергија. Денес се зголемува потрошувачката на енергија на светско ниво околу 0,4 %, односно двапати повеќе од растот на светската популација. Приближно секогаш на 18 години се троши толку енергија колку што се произвела во претходниот период (експоненцијален раст).

Брзиот развој на енергетиката е поврзан со неколку битни технички, економски и заштитни проблеми. За таа цел денес се става посебен акцент на искористувањето на нуклеарната енергија. Во овој период за индустриски цели се искористува фисијата на бавни неутрони со постојан развој на фисија на брзите неутрони. Но, многу проблеми при користењето на нуклеарната енергија и денес не се докрај решени и затоа учеството на нуклеарната енергија во вкупното светско производство на електрична енергија изнесува само 10 %. Но сепак, во развиените земји овој процент драстично се зголемува (на пример Кина која до 2030 година предвидува изградба на 100 нуклеарни термоцентрали – НТЕЦ).

Еден килограм маса е при потполна анихилација еквивалент на енергија од $9 \cdot 10^{16}$ J. Познато е дека при реакција на елементарните честички доаѓа до потполна анихилација на масата, но во практиката таквите процеси сè уште не знаеме да ги изведеме. При синтеза на јадра на лесни нуклеиди или при распад на јадра на тешки нуклеиди настанува делумна анихилација на масата, при што загубата на маса се ослободува во форма на нуклеарна енергија. Нуклеарната енергија во голем дел е кинетичка енергија на создадените нуклеиди и нуклеони, а во макроскопскиот пресек се појавува како топлинска енергија. При распад на едно јадро на изотоп на $^{235}_{92}\text{U}$ може да се добие енергија од $3,07 \cdot 10^{-11}$ J (или 192 MeV), односно $7,9 \cdot 10^{13}$ J/kg.

Кај конвенционалните начини на добивање топлинска енергија при потполно согорување на молекуларен водород може да се добие енергија од $1,4 \cdot 10^8$ J/kg. Од тоа може да се види дека произведената енергија на единица маса кај нуклеарните постројки е за милион пати поефективна во однос кај класичните постројки.

За да може да се распадне едно јадро на тешки нуклеиди е потребно во процесот на фисија да се доведе поголема количина енергија. Кај изотопот на $^{235}_{92}\text{U}$ потребната енергија изнесува $9,3 \cdot 10^{-13}$ J (5,8 MeV).

За индустриски цели не е доволно да се реализира само еден самостоен нуклеарен процес на распад, туку е

потребно да се направи верижна реакција на нуклеидите од наредната генерација. Кај тешките нуклеиди верижната реакција се одржува со помош на емисија на неутрони. Овие неутрони наречени брзи неутрони имаат енергија од неколку MeV и во идеален случај може да се искористат за распад на други нераспаднати јадра на тешки нуклеиди од следната генерација. Поволни за верижна реакција се изотопите на ураниум и ториум, кои се наоѓаат во природата, но иста така и вештачки изотопи на некои трансурани. Неутронот зафатен во јадрото на изотоп на $^{235}_{92}\text{U}$ донесува енергија на врзување од $1 \cdot 10^{-12}$ J (6,4 MeV) и за предизвикување на реакцијата на фисија не е потребна никаква кинетичка енергија. Тоа значи дека $^{235}_{92}\text{U}$ (како и $^{233}_{92}\text{U}$ и $^{239}_{94}\text{Pu}$) може да се распадне и под дејство на забавени неутрони при ниска енергија која одговара на собна температура, тие неутрони се нарекуваат термички неутрони.

Делот на нуклеарниот реакт во кој се ослободува нуклеарна енергија со помош на верижна самоодржлива реакција се нарекува активна зона или јадро. Само дел од фисионите неутрони, проголтани од горивото, предизвикува повторно распад. Од останатите неутрони се формира нов фисионен нуклеид, што се нарекува процес на нуклеарно множење (размножување), а бројот на новоформирани фисиони нуклеиди е помал од бројот на распаднати нуклеиди. Зафаќањето на неутроните во јадро од ураниум $^{238}_{92}\text{U}$ доведува до создавање на $^{239}_{94}\text{Pu}$.

За да може да се одвива реакцијата на фисија е потребно да се обезбеди еднаков број фисиони неутрони во сите генерации. Таквата состојба во нуклеарното јадро се нарекува критична состојба. На тоа треба да одговара и соодветна количина гориво, што се нарекува критична маса.

Бројот на неутрони добиени од фисија е поголем од бројот на неутрони кои ја предизвикуваат фисијата (нивниот однос се движи од $2,5 \div 3$). Честопати е тешко да се постигне критична состојба на јадрото и затоа критичната маса може да варира од десетина грамови до десетина тони. Забавувањето на неутроните е потребно за постигнување на критичната состојба.

За да може реакторот да работи со моќ од 1 kW во јадрото треба да се реализираат $3,1 \cdot 10^{13} \text{ s}^{-1}$ распади. За разлика од конвенционалните постројки, каде моќта се зголемува со зголемување на количината на гориво, во јадрото на реакторот има постојано иста количина нуклеарно гориво, а регулацијата на моќ се изведува под влијание на интензитетот на реакцијата на фисија.

Животниот век на моменталните неутрони, односно неутрони кои се ослободуваат веднаш при фисијата е кус.

Секое отстапување од критичната состојба на моменталните неутрони може да доведе до експлозија. Кај бавните неутрони би предизвикала брзо зголемување на моќта, која не би можела да се регулира со применуваните начини на регулација. За таа цел во пракса не е дозволено отстапување од критичната состојба на моменталните неутрони. Најчест начин за регулација е со примена на апсорбер кој проголтнува дел од физионите неутрони. Може да се користат и својствата на модераторот за делумна регулација.

Нуклеарниот реактор е уред во кој се изведува самоодржлива реакција на фисија. Реакторите може да се поделат на (сл. 1.1):

- школски,
- експериментални,
- за производство на ураниум,
- транспортни (бродови и ракети),
- стационарни за намена во енергетиката.

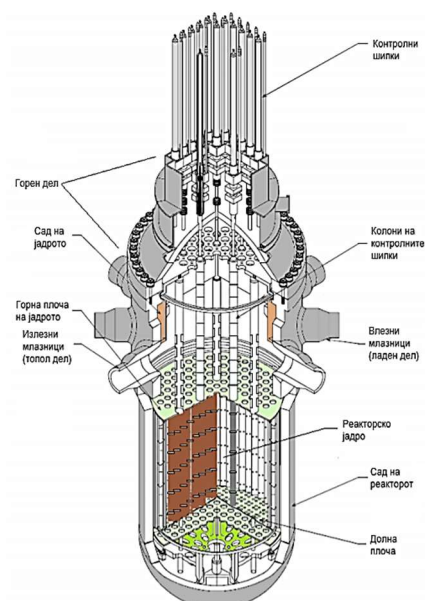
Секој реактор е повеќенаменски реактор. Стационарните енергетски реактори се користат за производство на големи количини на топлинска и електрична енергија, што значи дека нуклеарните реактори се генератори на енергија добиена од реакцијата на фисија.

Конструкцијата на реакторот мора да обезбеди неколку основни функции:

- разместување на нуклеарното гориво во јадрото,
- забавување на неутроните, кај реакторите кои работат со бавни неутрони,
- изведување верижна реакција на фисија,
- одведување на топлинската енергија од јадрото.

Нуклеарното гориво е конструктивно распоредено во горивни елементи. Тие се во облик на горивни прачки или снопови од горивни прачки покриени со обвивка изработена од специјален материјал. Обвивката го заштитува горивото од корозивното влијание на околината, го спречува напуштањето на радиоактивните продукти на фисијата и во некои случаи служи како носив елемент на горивните елементи.

Модераторот се користи за промена на кинетичката енергија на брзите неутрони добиени при фисијата. Како модератор може да се користи на пример графит, лесна или тешка вода и др. Јадрото од внатрешната страна честопати е обиколено со рефлектор, кој се користи за намалување на бегането на неутроните. Кај енергетските реактори истиот материјал се користи како рефлектор и модератор.



PWR



BWR

Сл. 1.1. Пресек со основните елементи на некои типови реактори

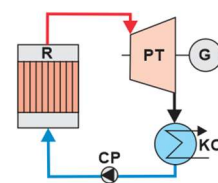
Моќта на реакторот се регулира со контролни прачки изработени од материјал со силна апсорпција на неутрони (бор или кадмиум) или со поместливи горивни елементи.

Средството за ладење циркулира околу горивните елементи и се користи за одведување на топлинската енергија надвор од реакторот.

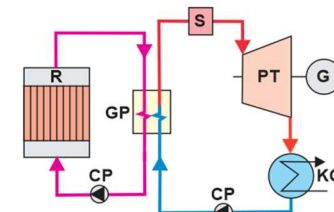
Енергетските реактори кои работат со бавни неутрони се нарекуваат хетерогени реактори. Но, постојат реактори кои работат со брзи неутрони.

Конструктивно реакторите се организирани во садови под притисок или во канали под притисок.

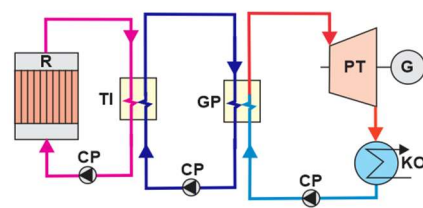
Нуклеарните термоцентрали (НТЕЦ) се постројки во кои добиената топлинската енергија во реакторот се трансформира во електрична енергија. Трансформацијата на топлинската во електрична енергија се изведува во турбински постројки. НТЕЦ може да бидат изведени како едноконтурни (директни), двоконтурни и триконтурни. Кај едноконтурните НТЕЦ одземената топлина со средството за ладење директно се користи во турбинска постројка. Кај двоконтурните, во примарниот круг циркулира средството за ладење, а во секундарниот круг медиум кој се користи во турбинската постројка. Кај триконтурните НТЕЦ е додаден меѓукруг, најчесто од безбедносни причини (сл. 1.2) [5].



Едноконтурна НТЕЦ



Двоконтурна НТЕЦ



Триконтурна НТЕЦ

R – Реактор;
 GP – Генератор на пара;
 PT – Парна турбина;
 KO – Кондензатор;
 S – Сепаратор;
 TI – Топлински изменувач;
 CP – Циркулациона пумпа.

Сл. 1.2. Шема на главните контури (кругови) кај НТЕЦ

1.2. Историски развој на нуклеарните реактори и термоцентрали

Историскиот развој на нуклеарните реактори и термоцентрали може да се прикаже во неколку развојни периоди:

- 1895 – 45 година, науката за атомско зрачење, атомски промени и нуклеарна фисија, а во поголем дел од нив во последните шест години од тој период.
- во текот на 1939-45 година, најголемиот развој бил насочен кон атомската бомба.
- по 1945 година е посветено внимание на искористувањето на нуклеарната енергија на контролиран начин за поморски погон и за производство на електрична енергија.
- од 1956 година, главниот фокус е насочен кон технолошка еволуција на сигурни нуклеарни термоцентрали.

Во првиот период истражувањата се насочени на откривање на природата на атомот. Ураниумот бил откриен во 1789 година од страна на германскиот хемичар Martin Klaproth, а е именуван по планетата Ураниум [1, 2].

Јонизирачкото зрачење го открил Wilhelm Rontgen во 1895 година, со користење премин на електрична струја низ евакуирана стаклена цевка и производство на континуирани рендгенски зраци. Потоа, во 1896 година Henri Becquerel открил дека рудата што содржи радиум и ураниум предизвикува затемнување на фотографската плоча. Тој продолжил да истражува и дошол до заклучок дека тоа се должи на емитираното бета зрачење (електрони) и алфа честички (јадра на хелиум). Villard го пронашол третиот вид на зрачење, односно гама-зраците, слични со x-зраците. Во 1896 година научниците Pierre и Marie Curie овој феномен го нарекле со името „радиоактивност“, а во 1898 година изолирале полониум и радиум од рудата. Радиумот подоцна се користел во медицината. Во 1898 година Samuel Prescott покажал дека зрачењето ги уништува бактериите во храната.

Во 1902 година Ernest Rutherford покажал дека радиоактивноста, како спонтан процес што испушта алфа или бета честички од јадрото, создава друг поинаков елемент. Тој продолжил да истражува во областа на поцелосно разбивање на атомите и во 1919 година испукал алфа честички од извор на радиум во азот и открил дека се случува нуклеарно прераспределување, со формирање кислород. Niels Bohr бил уште еден научник кој го унапредил разбирањето за атомот и во 1940 година го разјаснил начинот на распоредување на електроните околу неговото јадро.



Прав од ураниум наречен „жолта торта“ (yellow cake)



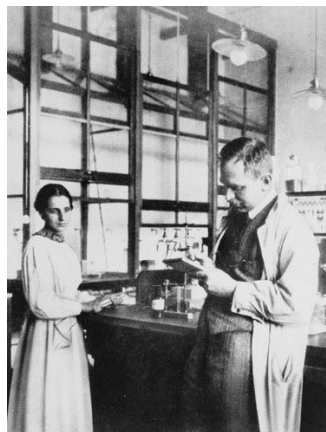
Marie Skłodowska Curie

Во 1911 година Frederick Soddy открил дека природно-радиоактивните елементи имаат голем број различни изотопи (радионуклеиди). Исто така, во 1911 година, George de Hevesy покажал дека таквите радионуклиди се непроценливи како трагачи, затоа што минутните количини може лесно да се откријат со едноставни инструменти.

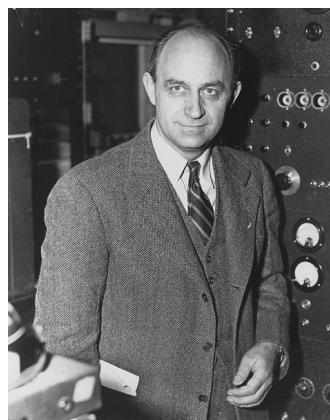
Во 1932 година James Chadwick го открил неутронот. Исто така, во 1932 година Cockcroft and Walton произвеле нуклеарни трансформации со бомбардирање атоми со забрзани протони, а потоа во 1934 година Irene Curie и Frederic Joliot откриле дека некои такви трансформации создаваат вештачки радионуклеиди. Следната година Enrico Fermi открил дека може да се формира многу поголема разновидност на вештачки радионуклеиди при користење на неутрони наместо протони. Fermi ги продолжил своите експерименти, главно произведувајќи потешки елементи, но користел и ураниум и некои многу полесни елементи. На крајот на 1938 година, Otto Hahn и Fritz Strassmann во Берлин покажале дека новите формирани елементи како бариум и други се двапати полесни (со половина маса) од ураниумот, со што покажале дека се случил нуклеарен распад. Lise Meitner и нејзиниот внук Otto Frisch, кои работеле под водство на Niels Bohr, го објасниле ова сугерирајќи дека неутронот бил зафатен од јадрото, предизвикувајќи силни вибрации што довеле до тоа јадрото да се подели на два не сосема еднакви дела. Тие го пресметале ослободувањето на енергијата од оваа фисија со големина од $200 \cdot 10^6$ eV. Frisch експериментално ја потврдил оваа бројка во јануари 1939 година. Ова беше прва експериментална потврда на трудот на Albert Einstein со кој се објаснува еквивалентноста помеѓу масата и енергијата, објавен во 1905 година.

Овие истражувања дале голем придонес кон искористувањето на нуклеарната фисија и во 1939 година предизвикале посебна активност во многу лаборатории. Hahn и Strassmann покажале дека при распаѓот не само што се ослободува голема количина енергија, туку и дека се ослободуваат дополнителни неутрони што може да предизвикаат распаѓ на други јадра на ураниум и евентуално самоодржлива верижна реакција при која се ослободува огромна количина енергија. Истражувањето било наскоро експериментално потврдено од Joliot и неговите соработници во Париз, и од Leo Szilard работејќи со Fermi во Њујорк.

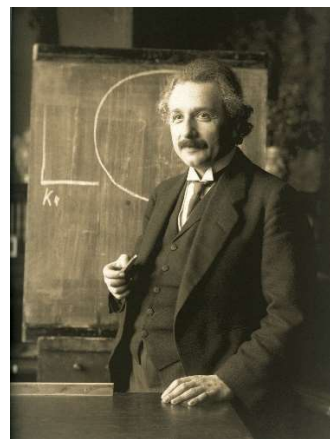
Bohr наскоро предложил дека оваа фисија е многу веројатно да се појави во изотопот ураниум-235 отколку во U-238 и дека распаѓот може да се случи поефикасно кај бавно движечките неутрони отколку кај брзите неутрони. Последната точка била потврдена од Szilard и Fermi, кои предложиле употреба на „модератор“ за забавување на емитираните неутрони.



Lise Meitner и Otto Hahn, 1913 год.



Enrico Fermi, 1943 – 1949



Albert Einstein

Bohr и Wheeler ги прошириле овие идеи, а оваа теорија подоцна е наречена класична анализа на процесот на фисија. Нивниот труд бил објавен само два дена пред да започне Втората светска војна во 1939 година.

Друг важен фактор во тој период било сознанието дека U-235 содржи само 0,7 % природен ураниум, а другите 99,3 % се U-238, кои се со слични хемиски својства. Оттука, нивното одвојување со цел добивање чист U-235 се сметало за тешко поради нивните различни физички својства. Ова зголемување на процентот на изотопот U-235 станало познато под името „збогатување“.

Другиот дел од концептот за фисија/атомска бомба бил предложен во 1939 година од страна на Francis Perrin, кој го вовел концептот на критичната маса на ураниум потребна за производство на самоодржливо ослободување енергија. Неговите теории биле подржани од Rudolf Peierls од Универзитетот во Бирмингем и добиените пресметки биле од голема важност за развојот на атомската бомба. Групата на Perrin во Париз ги продолжила своите истражувања и покажала дека верижна реакција може да се одржи во смеса од ураниум-вода (водата се користи за забавување на неутроните) под услов да се инјектираат надворешни неутрони во системот. Тие исто така ја предложиле идејата за примена на материјал кој апсорбира неутрони за да се ограничи размножувањето на неутроните и со тоа да се контролира нуклеарната реакција (што е основа на работата на нуклеарните термоцентрали).

Peierls бил ученик на Werner Heisenberg, кој од април 1939 година претседавал со германскиот нуклеарен проект. Првично, проектот бил насочен кон воени апликации, а до крајот на 1939 година Хајзенберг пресметал дека е можна реакцијата на верижна нуклеарна фисија. Кога се забавуваат и контролираат неутроните во „машина за ураниум“ (нуклеарен реактор), овие верижни реакции можат да генерираат енергија, а кога се неконтролирани, тие може да предизвикаат нуклеарна експлозија многупати помоќна од конвенционалната експлозија. Било предложено природен ураниум да може да се користи во машина за ураниум, со модератор на тешка вода (од Норвешка), но се чини дека истражувачите не биле доволно запознаени со начините на контрола на нуклеарниот реактор. Heisenberg истакнал дека тие можат да користат чист ураниум-235, редок изотоп, како експлозив, но тогаш верувал дека потребната критична маса е многу голема, што не е добро за практична примена.

Во летото 1940 година, Carl Friedrich von Weizsäcker, помлад колега и пријател на Heisenberg, се осврнал на публикациите на научниците од Велика Британија, Данска,



Werner Heisenberg



Rudolf Peierls



Carl Friedrich von Weizsäcker

Франција и САД, кои заклучиле дека ако машината за ураниум може да одржи верижна реакција, тогаш некои од позастапениот ураниум-238 би бил претворен во „елемент 94“, сега наречен плутониум. Тие нотирале дека овој елемент 94 добиен од ураниум-235, би бил неверојатно моќен експлозив. Во 1941 година, von Weizsäcker отишол толку далеку што поднел пријава за патент за употреба на машина за ураниум за производство на овој нов радиоактивен елемент.

Во 1942 година, воената цел била тргната како непрактична, затоа што барала повеќе ресурси отколку што биле достапни. Приоритетот се префрлил на изградбата на ракети. Сепак, постојниот германскиот проект „Uranverein“, претставувал основа за воен развој на атомската бомба од страна на Велика Британија и САД.

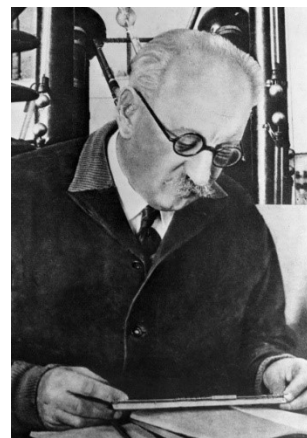
Развојот на нуклеарна физика во Русија започнал во раните години. Работата со радиоактивни минерали пронајдени во централна Азија започнала во 1900 година, а поголемите истражувања се одвивале во Академијата на науките во Санкт Петербург во 1909 година. Револуцијата во 1917 година дала поттик за научни истражувања и во следните години биле основани над 10 институти за физика во поголемите руски градови (најголемиот Санкт Петербург). Во 1920-тите и раните 1930-ти многу истакнати руски физичари работеле надвор од својата земја, но подоцна се вратиле дома охрабрани од новиот режим и се посветиле на истражувањата. Меѓу нив биле Кирил Синелников, Петр Капица и Владимир Вернадски.

Во раните 1930-ти веќе постоеле неколку истражувачки центри специјализирани за нуклеарна физика. Кирил Синелников се вратил од Кембриџ во 1931 година за да организира оддел на украинскиот Институт за физика и технологија (подоцна преименуван во Институт за физика и технологија Харков, КИПТ) во Харков, кој бил основан во 1928 година. Академик Абрахам Јофе формирал друга група во Ленинградскиот физички и технички институт (FTI), подоцна станува независен како Институт „Јофе“. Во тој институт работел и младиот научник Игор Курчатов.

До крајот на деценијата, биле инсталирани циклотрони во Институтот „Радииум“ во Ленинград FTI (најголемиот во Европа). Во 1940 година биле направени големи истражувања и достигнувања во полето на нуклеарната физика, вклучително и можноста за верижна реакција. На повик на Курчатов и неговите колеги, Академијата на науките во јуни 1940 година формирала „Комитет за проблемот со ураниум“ со кој претседавал Виталии Клопин и бил формиран фонд за истражување на депозитите на ураниум во Централна Азија. Институтот „Радииум“ имал фабрика во Татарстан што ја користел Клопин



Кирил Синелников
(втор ред, трет од лево) во 1934
во Харков Институт за физика и
технологија



Абрахам Јофе

за производство на првиот радиум со висока чистота. Инвазијата на Германија врз Русија во 1941 година претворила голем дел од овие фундаментални истражувања во потенцијални воени апликации.

До крајот на 1940 година бил постигнат извонреден напредок од страна на неколку групи научници координирани од Комитетот MAUD. Целата работа на групите била чувана во тајност, сè до 1940 година кога во САД се појавиле неколку публикации.

Во март 1941 година била потврдена една од најинтересните информации за пресекот на фисија на U-235. Во 1940 година Peierls и Frisch првично предвиделе дека речиси секој судир на неутрон со атом U-235 ќе резултира со распаѓање и дека за изведување фисија подеднакво може да се користат бавните и брзите неутрони. Подоцна било откриено дека бавните неутрони се многу поефикасни, што било од огромно значење за нуклеарните реактори, но во контекст на изработка на атомската бомба. Peierls во тој период изјавил дека сега нема сомнеж за изработка на бомба, но дека за тоа е потребно добивање високо збогатен U-235.

Конечниот исход на Комитетот MAUD бил два збирни извештаи од јули 1941 година. Едниот бил на тема „Користење на ураниум за бомба“, а другиот „Користење на ураниум како извор на енергија“. Заклучокот на првиот извештај бил дека може да биде изработена бомба со содржина на 12 kg активен материјал, што е еквивалентно на 1800 t TNT, при што ќе се ослободат големи количини радиоактивни супстанции кои ќе ги направат местата во близина на местото на експлозијата опасни за луѓето на подолг период. Се проценувало дека за една фабрика да произведе 1 kg U-235 дневно, потребни се 5 милиони фунти и вработување квалификувана работна сила. Било предложено да се продолжи со работа на бомбата со висок приоритет во соработка со Американците.

Вториот извештај MAUD заклучил дека контролираната фисија на ураниум може да се искористи за да се обезбеди енергија во форма на топлина за употреба во машини, како и да се обезбедат големи количини радиоизотопи што можат да се користат како замена за радиум. Во тој период се размислувало да се употребува тешка вода и евентуално графит како модератор за брзите неутрони и дека може да се користи и лесна (обична) доколку се примени збогатен ураниум-235. Еден од заклучоците бил дека „котелот на ураниум“ е уред кој може да најде голема примена за други цели, но дека не вреди да се размислува за тоа за време на војна. Комитетот препорачал Halban и Kowarski да се преселат во САД, каде што се планирало да се направи голема количина тешка вода. Била спомената можноста новиот елемент плутониум да



Hans von Halban



Лев Коварски

може да биде посоодветен од U-235, и дека работата во оваа област предводена од Bletscher и Feather треба да продолжи во Велика Британија.

Извештаите биле прегледани на високо ниво во САД, особено од страна на Комитетот на Националната академија на науките, од аспект на нуклеарната енергија. Мал акцент бил даден на концептот на бомба, сè до 7 декември 1941 година, кога Јапонците го нападнале Pearl Harbour. Огромни ресурси на САД потоа биле безрезервно применети за развој на атомската бомба.

Американците брзо напредувале и истражувањата продолжиле со одредена размена на информации со Британците. Неколку клучни британски научници во 1942 година преминале во САД. Американците паралелно работеле на три процеси на збогатување: Професор Lawrence го проучувал електромагнетно одвојување на Беркли (Универзитет во Калифорнија), E. V. Murphree го проучувал методот на центрифугирање развиен од професорот Beams, а професорот Urey ја координирал работата со гасна дифузија на Универзитетот Колумбија. Одговорноста за изградба на реактор за производство на плутониум ја имал Arthur Compton од Универзитетот во Чикаго.

Во јуни 1942 година, Армијата на САД го презела развојот на процесите, инженерскиот дизајн, набавката на материјали и изборот на локација за пилот-постројки за четири методи за изработка материјал за распад и производство на тешка вода. Со оваа промена, престанал протокот на информации до Велика Британија, што бил голем неуспех за Британците и Канаѓаните кои соработувале во производството на тешка вода и на други аспекти од програмата за истражување. Целата програма на САД за производство на бомба чинела над 1000 милиони долари.

Изградбата на постројки за електромагнетно одвојување (калотрони) и гасна дифузија во тој период активно продолжила. Fermi во декември 1942 годин, кој работел на Универзитетот во Чикаго, експериментално ја извел првата контролирана нуклеарна верижна реакција.

Во Argonne се градел реакторот за плутониум, а потоа во Oak Ridge и Hanford фабриката за преработка на плутониум. Во тој период биле изградени и четири постројки за производство на тешка вода, една во Канада и три во САД. Тим под водство на Robert Oppenheimer во Лос Аламос во Ново Мексико работел на дизајнирање и конструкција на бомбите на U-235 и Pu-239. Во 1945 година бил произведен Pu-239 и високо збогатен U-235. За тоа најмногу се користел природен ураниум од Белгиски Конго. Првиот атомски уред бил успешно тестиран во Аламагордо во Ново Мексико на 16 јули 1945 година, во кој се



Од лево на десно:
Harold C. Urey,
Ernest O. Lawrence,
James B. Conant,
Lyman J. Briggs,
E. V. Murphree and
Arthur Compton, 1942



Robert Oppenheimer

користел плутониум. Првата атомска бомба, која содржела U-235, била фрлена врз Хирошима на 6 август 1945 година, а втората која содржела Pu-239, била фрлена врз Нагасаки на 9 август 1945 година.

Русите почнале со развој на атомска бомба, по разузнувачките извештаи за направени истражувања во Германија, Велика Британија и САД. Академиците Јофе, Капица, Клопин и Вернадски биле убедени дека бомбата може да се развие релативно брзо и во 1942 година започнале со програмата за истражување. Игор Курчатов, тогаш релативно млад и непознат, бил избран за нејзин раководител и во 1943 година станал директор на лабораторијата бр.2 основана на периферијата на Москва. Подоцна таа била преименувана во ЛИПАН, а потоа станала Институт за атомска енергија Курчатов. Истражувањата имале три главни цели: да се постигне контролирана верижна реакција, да се испитаат методите на издвојување на изотопот и да се развијат бомби на ураниум и плутониум. Обидите започнале со верижна реакција со употреба на два модератори, графит и тешка вода, како и три можни методи за издвојување на изотопи, односно противструјна термичка дифузија, гасна дифузија и електромагнетно одвојување.

Курчатов почнал да дизајнира реактор за производство на плутониум, а во исто време научниците кои работеле на издвојувањето на изотопи на ураниум постигнале голем напредок со методот на гасна дифузија. Во ноември 1945 година во новиот град на Урал во кој биле сместени првите реактори за производство на плутониум, Чельабинск-40 (подоцна Чельабинск-65 или здружение за производство на Мајак). Тоа бил првиот од десетте тајни нуклеарни градови изградени во Советскиот Сојуз. Првиот од петте реактори на Чельабинск-65 бил изграден во 1948 година. Во овој град постоела и фабрика за преработка за извлекување плутониум од озрачен ураниум.

На крајот на 1945 година било одлучено да се започне со изградба на првата фабрика за гасна дифузија на ураниумот кај Верх-Невинск (подоцна затворениот град Свердловск-44), на околу 50 километри од Екатеринбург (поранешен Свердловск) на Урал. Специјални бироа за конструкција биле формирани во металуршката и машинската фабрика Киров во Ленинград и во фабриката за градежни машини во Горки (Нижни Новгород). Во тој период имале поддршка од група германски научници кои работеле во физичко-техничкиот институт во Сухуми.

Во април 1946 година, дизајнерската работа на бомбата била префрлена во Бирото за дизајн-11, нов центар во Сарова на околу 400 километри од Москва. Биле ангажирани повеќе специјалисти на програмата, вклучително металургот



Игор Курчатов



Чельабинск-40



Свердловск-44

Јефим Славски, кои бил задолжен за производство на многу чист графит. Во декември 1946 година успеале да подготват гориво.

Во август 1947 година во близина на Семипалатинск во Казахстан бил изграден полигон и две години подоцна направена е и проба на првата бомба, РСД-1. Во август 1949 година, друга група научници предводени од Игор Там и Андреј Сахаров започнале со работа на хидрогенската бомба.

Во текот на развојот на нуклеарно оружје Советскиот Сојуз и Западните земји се здобиле со сознанија за низа нови технологии и научниците сфатиле дека огромната топлина произведена од овој процес може да се искористи за директна употреба или за производство на електрична енергија. Исто така било јасно дека оваа нова форма на енергија ќе овозможи развој на компактни долготрајни извори на енергија за различни примени (како за погон на подморници и сл.)

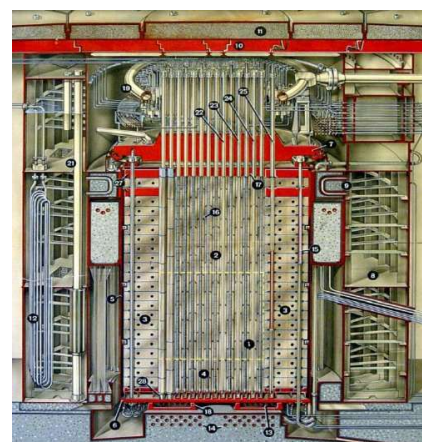
Првиот нуклеарен реактор за производство на електрична енергија (тривијална количина) бил малиот реактор „Експериментален одгледувач“ (ЕБР-1) дизајниран и управуван од Националната лабораторија „Аргон“ и се наоѓал во Ајдахо, САД. Реакторот започнал со работа во декември 1951 година.

Во 1953 година, претседателот Ајзенхауер ја предложил програмата „Атоми за мир“, со која отпочнале истражувањата во производството на електрична енергија и дадени се насоките за развој на цивилната нуклеарна енергетика во САД.

Во Советскиот Сојуз се работело во различни центри за развој на реактори. Институтот за физика и енергетско инженерство (ФЕИ) бил основан во мај 1946 година во тогаш затворениот град Обнинск, 100 километри југозападно од Москва, за развивање технологија со нуклеарна енергија. Реакторот за производство на плутониум од каналски тип, модериран со графит, наменет за производство на топлинска и електрична енергија, **претставува првиот генератор на електрична енергија во светот**, кој е пуштен во употреба во јуни 1954 година во Обнинск. Реакторот АМ-1 (Атом Мирни - мирен атом) бил ладен во вода и модериран со графит, со моќ од 30 MWt и 5 MWe. Принципот на работа бил сличен на реакторите за производство на плутониум од затворените воени градови и служел како прототип за други конструкции на реактори со графитни канали, вклучително и реакторите од типот Чернобил RBMK (Реактор Болшој Мошности Канални - реактор од каналски тип со голема моќ). АМ-1 произведувал електрична енергија до 1959 година и се користел до 2000 година како истражувачки објект за производство на изотопи.



Полигон во близина на Семипалатинск во Казахстан



Изглед на зградата и пресек на првиот реактор наменет за производство на електрична енергија во светот (Обнинск. Реактор АМ-1)

Во 1950-тите во Обнинск развиле и брзи реактори (FBR) и реактори олово-бизмут за морнарицата. Во април 1955 година започнал со работа брзиот реактор БР-1. Тој не се користел за производство на енергија, но се развил во БР-5, кој започнал со работа во 1959 година со моќ од 5 MWt и претставувал основа за развивање на FBR ладени со натриум. Овие реактори биле надградени и модернизирани во 1973 година, а голема реконструкција претрпеле во 1983 година. Тоа се поновите БР-10 реактори со моќ од 8 MWt.

Подоцна главните напори на САД под водство на адмирал Нутан Rickover, биле во развивање на реактор ладен со вода под притисок (PWR) за употреба во морнарицата. PWR користел збогатено гориво оксид на ураниум и бил ладен со обична (лесна) вода. Прототипот поморски реактор Марк 1 започнал во март 1953 година во Ајдахо, а првата нуклеарна подморница „USS Nautilus“ била лансирана во 1954 година. Во 1959 година и САД и СССР ги пуштиле во употреба првите површински пловни објекти на нуклеарен погон.

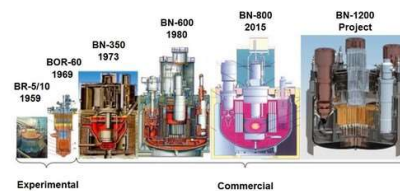
На основа на реакторот Марк 1 пуштена била и НТЕЦ Shippingport со моќ 60 MWe со PWR во Пенсилванија, која започнала со работа во 1957 година и работела до 1982 год.

Во САД, Westinghouse го дизајнирал првиот целосно комерцијален PWR од 250 MWe, Yankee Rowe, кој започнал со работа во 1960 година и работел до 1992 година. Во меѓувреме биле развиени и реакторите со врела вода (BWR) од Националната лабораторија во Аргона, а првиот Dresden-1 од 250 MWe, дизајниран од General Electric, бил пуштен во 1960 година. Прототипот BWR, Vallecitos, се одвивал од 1957 до 1963 год. До крајот на 1960-тите, биле произведени реактори PWR и BWR со голема моќ од 1000 MWe.

Развојот на канадскиот реактор тргнал по сосема друга патека, користејќи природен ураниум како гориво и тешка вода како модератор и течност за ладење. Првата единица започнала со работа во 1962 година. Овој дизајн CANDU продолжил да го усовршува.

Франција започнала со дизајн на гас-графит реактор сличен на магнокс, а првиот реактор започнал со работа во 1956 година. Комерцијалните модели на реактори почнале со работа од 1959 година. Франција потоа се определила на три последователни генерации на стандардизирани PWR, што се покажало како многу ефективна стратегија.

Во 1964 година биле пуштени во употреба првите две советски нуклеарни централи. Во Белојарск (Урал) започна да работи реактор модериран со графит (каналски тип) со врела вода од 100 MW. Во Нововоронеж (регион на Волга) е изграден нов дизајн на мал 210 MW реактор на вода под притисок (PWR)



Историски развој на брзи реактори во Русија



Подморница „USS Nautilus“ на нуклеарен погон, 1954



НТЕЦ Yankee Rowe, САД, PWR, 250 MWe



НТЕЦ Нововоронеж, PWR, 210 MW

познат како VVER (вода-водјанои енергетически реактор) – реактор со водено ладење.

Првиот голем RBМК со моќ од 1000 MW (реактор од каналски тип со голема моќност) започнал со работа во Соснов Бор (близу Ленинград) во 1973 година, а на северозападниот дел од Арктикот започнал да работи VVER со номинална моќ од 440 MW. Подоцна оваа верзија од 1000 MWe, станала стандарден дизајн.

Во 1972 година во Казахстан започнал со работа првиот комерцијален прототип во светот на брзи реактори (БН-350), со моќ од 135 MWe, за производство на електрична и топлинска енергија за отсолување на морската вода во Каспија. Во САД, Велика Британија, Франција и Русија, голем број експериментални брзи реактори почнале со производство на електрична енергија од 1959 година, а последниот бил затворен во 2009 година. Рускиот БН-600 во тоа време бил единствен брз реактор за комерцијални цели, сè до пуштање во погон на БН-800 во 2016 година.

Со малку исклучоци низ целиот свет претежно е избран дизајнот со лесна вода во своите програми за нуклеарна енергија, така што денес 69 % од светскиот капацитет се PWR и 20 % BWR реактори.

Од доцните 1970-ти до околу 2002 година, индустријата за нуклеарна енергија претрпела одредена стагнација. Уделот на нуклеарна енергија во светското производство на електрична енергија од средината на 80-тите години на минатиот век бил прилично константен, односно од (16÷17) %. Цената на ураниумот во тој период се намалила, а со тоа се зголемиле секундарните резерви.

Сепак, до крајот на 90-тите години бил пуштен во употреба првиот реактор од третата генерација Kashiwazaki-Kariwa 6, во Јапонија, со моќ од 1350 MWe (подобрен BWR).

Во новиот век се поклопиле неколку фактори за оживување на нуклеарна енергетика. Првиот фактор е зголемената побарувачка на електрична енергија во светот, но особено во земјите со брз развој. Вториот, е свеста за важноста на енергетската безбедност и потребата на земјите да обезбедат достапна електрична енергија за задоволување на зголемената потрошувачка во секое време. Трет спореден фактор, е потребата од ограничување на емисиите на јаглерод поради загриженоста за климатските промени.

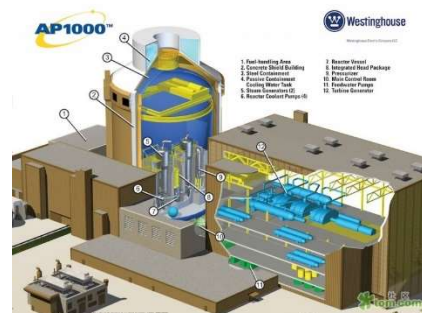
Овие фактори се совпаднале со достапноста на новата генерација на нуклеарни реактори и во 2004 година била изработена првата единица на третата генерација на европски PWR (EPR) од 1600 MWe. Слична единица е изградена и во Франција, а две нови единици на Westinghouse AP 1000 се во изградба во САД.



НТЕЦ во Соснов Бор, 1973, RBМК, 1000 MW



НТЕЦ Kashiwazaki, Јапонија, една од најмоќните денес, подобрен BWR, 1350 MWe



Westinghouse, AP 1000

Во последните години е забележан голем развој во Азија, особено Кина и Индија. Само Кина планира и гради значителни капацитети на нуклеарна енергија до 2030 година, преку сто големи единици. Голем број предвидени конструкции се од западните земји или кинески адаптации.

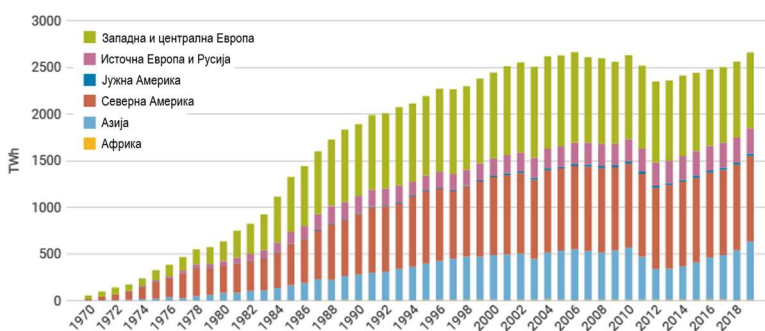
Од претходното може да се заклучи дека и во иднина се очекува изградба на нови НТЕЦ со голема моќ во светот за задоволување на зголемените потреби од електрична и топлинска енергија.



НТЕЦ Qinshan, Кина

1.3. Состојба на нуклеарната енергетика во светот

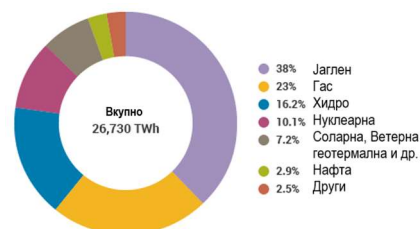
Во наредниот текст ќе биде прикажана состојбата на нуклеарната енергетика во светот. На [сл. 1.3](#) е прикажано производството на електрична енергија од НТЕЦ во светот во текот на годините, а на [сл. 1.4](#) е прикажано процентуалното учество на поединечни извори на енергија во вкупното производство на електрична енергија во светот во 2018 год [3].



Сл. 1.3. Промена на производството на електрична енергија од НТЕЦ во светот во текот на годините

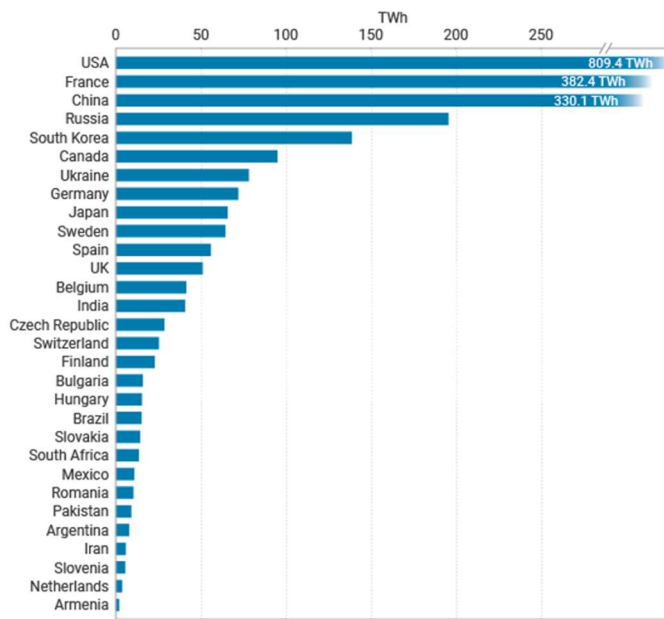
Од сликите може да се види дека производството на електрична енергија од НТЕЦ во светот од 1970 година постојано расте, сè до 2012 година кога е забележан одреден пад во однос на претходните години. Но, до 2019 година производството постојано се зголемува и ја надминува максималната вредност од претходните години.

Учеството на електричната енергија произведена во НТЕЦ во вкупното производство на електрична енергија во светот изнесува 10,1 %, што е значителен процент.

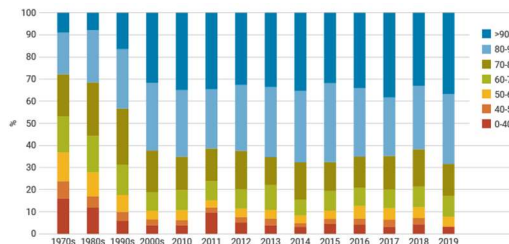


Сл. 1.4. Процентуално учество на поединечни извори на енергија во вкупното производство на електрична енергија во светот во 2018 год.

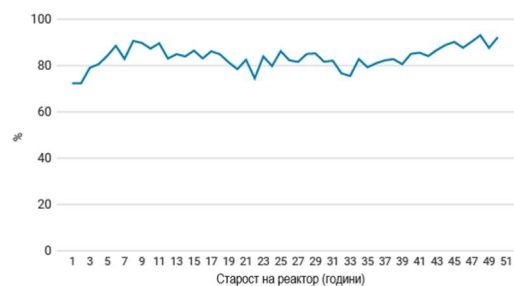
На сл. 1.5 е прикажано производството на електрична енергија по земја на производство од НТЕЦ во светот за 2019 год. Најголемо производство на електрична енергија во светот имаат САД 809,4 TWh, Франција 382,4 TWh, Кина 330,1 TWh и Русија [3].



Сл. 1.5. Производството на електрична енергија од НТЕЦ по земја во светот за 2019 год.



Сл. 1.6. Фактор на моќ на реакторите во текот на годините



Сл. 1.7. Старост на реакторите при просечен фактор на моќ

Перформансите на нуклеарните реактори значително се подобриле со текот на времето. Во текот на последните 40 години, процентот на реактори кои достигнуваат фактори со висока моќ значително се зголемил. На пример, во 2018 година 62 % од реакторите постигнале фактор на моќ поголем од 80 %, во споредба со 28 % во 1978 година, додека само 7 % од реакторите во 2018 година имале фактор на моќ помал од 50 %, во споредба со 20 % во 1978 година (сл. 1.6).

Забележително е и тоа што нема значителен негативен тренд поврзан со староста во просечниот фактор на моќ за реакторите во последните пет години (сл. 1.7).

Во таб. 1.1 е даден преглед на бројот на НТЕЦ во работа и нови во изградба по земја во светот. Од табелата може да се види дека најголем број на НТЕЦ има во САД (95+2), Франција (56+1), Кина (49+10) и Русија (38+4) [2].

Таб. 1.1 Преглед на бројот на НТЕЦ во работа и нови во изградба по земја во светот:

Земја	Реактори		Вкупна (нето) моќ (MW _e)	Генерирана електрична енергија (GWh)	Процент од вкупното производство на електрична енергија
	Во работа	Нови			
United States	95	2	97150	809359	19,7%
United Kingdom	15	2	8923	51032	15,6%
United Arab Emirates	1	3	1345	-	-
Ukraine	15	2	13107	78144	53,9%
Turkey	0	2	-	-	-
Taiwan	4	2	3844	31147	13,4%
Switzerland	4	0	2960	25370	23,9%
Sweden	7	0	7740	64429	34,0%
Spain	7	0	7121	55856	21,4%
Republic of Korea	24	4	23172	138809	26,2%
South Africa	2	0	1860	13603	6,7%
Slovenia	1	0	688	5533	37,0%
Slovakia	4	2	1814	14282	53,9%
Russia	38	4	28437	195535	19,7%
Romania	2	0	1300	10368	18,5%
Pakistan	5	2	1318	9066	6,6%
Netherlands	1	0	482	3701	3,2%
Mexico	2	0	1552	10881	4,5%
Japan	33	2	31680	65682	7,5%
Iran	1	1	915	5866	1,8%
India	22	7	6255	40740	3,2%
Hungary	4	0	1902	15415	49,2%
Germany	6	0	8113	71866	10,1%
France	56	1	61370	382403	70,6%
Finland	4	1	2794	22915	34,7%
Czech Republic	6	0	3932	28581	35,2%
China	49	10	46520	330122	4,9%
Canada	19	0	13554	94854	14,9%
Bulgaria	2	0	2006	15869	37,5%
Brazil	2	1	1884	15224	2,7%
Belgium	7	0	5930	41422	47,6%
Belarus	0	2	-	-	-
Bangladesh	0	2	-	-	-
Armenia	1	0	375	2029	27,8%
Argentina	3	1	1641	7927	5,9%
Вкупно во светот	455	54	392,779	2,586,000	

Во таб. 1.2 се наведени сите НТЕЦ со моќ над 1000 MW, кои се моментално во работа во светот. Некои од нив се во изградба, а наведена е само моменталната моќ, без земање во предвид на моќта на трајно исклучените НТЕЦ. Од табелата може да се види дека голем број НТЕЦ во светот се со голема моќ, што е резултат на тоа дека овие постројки се прават за голема моќ, најчесто како базни термоцентрали во енергетскиот систем на една земја. Тоа ќе биде образложено во понатамошниот текст.

Таб. 1.2. Оперативни НТЕЦ со моќ над 1000 MW во светот (2019 год.):

НТЕЦ	Број на постројки	Моќ MWe	Земја	НТЕЦ	Број на постројки	Моќ MWe	Земја
Almaraz	2	2,017	Spain	Hanbit	6	5,875	South Korea
Angra	2	1,884	Brazil	Hanul	6	5,928	South Korea
ANO	2	1,839	United States	Hartlepool	2	1,190	United Kingdom
Ascó	2	1,992	Spain	Heysham	4	2,400	United Kingdom
Atucha	2	1,027	Argentina	Higashidōri	1	1,067	Japan
Balakovo	4	3,800	Russia	Hongyanhe	4	4,122	China
Barakah	1	1,345	UAE	Hope Creek	1	1,191	United States
Beaver Valley	2	1,738	United States	Indian Point	1	1,030	United States
Belarusian	1	1,110	Belarus	Isar	1	1,410	Germany
Belleville	2	2,620	France	Joseph M. Farley	2	1,711	United States
Beloyarsk	2	1,597	Russia	Kalinin	4	3,800	Russia
Blayais	4	3,640	France	Kashiwazaki-Kariwa	7	7,965	Japan
Braidwood	2	2,330	United States	Khmelnyskiy	2	1,900	Ukraine
Brokdorf	1	1,410	Germany	Koeberg	2	1,830	South Africa
Browns Ferry	3	3,300	United States	Kola	4	1,644	Russia
Bruce	8	6,430	Canada	Kori	7	7,489	South Korea
Brunswick	2	1,858	United States	Kozloduy	2	1,906	Bulgaria
Bugey	4	3,580	France	Kuosheng	2	1,933	Taiwan
Byron	2	2,300	United States	Kudankulam	2	1,834	India
Callaway	1	1,190	United States	Kursk	4	3,700	Russia
Calvert Cliffs	2	1,735	United States	Laguna Verde	2	1,300	Mexico
Catawba	2	2,258	United States	LaSalle	2	2,238	United States
Cattenom	4	5,200	France	Leibstadt	1	1,190	Switzerland
Cernavodă	2	1,300	Romania	Leningrad	2	1,850	Russia
Changjiang	2	1,220	China	Leningrad II	2	2,167	Russia
Chashma	4	1,230	Pakistan	Limerick	2	2,264	United States
Chinon	4	3,620	France	Ling Ao	4	3,876	China
Chooz	2	3,000	France	Loviisa	2	1,014	Finland
Civaux	2	2,990	France	McGuire	2	2,200	United States
Clinton	1	1,043	United States	Maanshan	2	1,841	Taiwan
Cofrentes	1	1,064	Spain	Millstone	2	2,102	United States
Columbia	1	1,107	United States	Neckarwestheim	1	1,310	Germany
Comanche Peak	2	2,367	United States	Nine Mile Point	2	1,764	United States
Cruas	4	3,660	France	Ningde	4	4,072	China
Dampierre	4	3,560	France	Nogent	2	2,620	France
Darlington	4	3,512	Canada	North Anna	2	1,875	United States
Daya Bay	2	1,888	China	Novovoronezh I	3	1,720	Russia
Diablo Canyon	2	2,240	United States	Novovoronezh II	2	2,228	Russia
Doel	4	2,911	Belgium	Oconee	3	2,538	United States
Donald C. Cook	2	2,069	United States	Ōi	2	2,254	Japan
Dresden	2	1,734	United States	Olkiluoto	2	1,740	Finland
Dukovany	4	2,040	Czech Republic	Onagawa	2	1,592	Japan
Dungeness	2	1,040	United Kingdom	Oskarshamn	1	1,400	Sweden
Edwin I. Hatch	2	1,759	United States	Paks	4	1,889	Hungary
Fermi	1	1,122	United States	Palo Verde	3	3,942	United States
Emsland	1	1,329	Germany	Paluel	4	5,320	France
Fangchenggang	2	2,000	China	Penly	2	2,660	France
Fangjiashan	2	2,000	China	Peach Bottom	2	2,234	United States
Flamanville	2	2,660	France	Perry	1	1,240	United States
Forsmark	3	3,138	Sweden	Pickering	6	3,094	Canada
Fuqing	5	5,000	China	Point Beach	2	1,182	United States
Genkai	2	2,254	Japan	Prairie Island	2	1,114	United States
Goesgen	1	1,010	Switzerland	Qinshan	7	4,101	China
Golfech	2	2,620	France	Quad Cities	2	1,774	United States
Grand Gulf	1	1,419	United States	Rajasthan	6	1,085	India
Gravelines	6	5,460	France	Ringhals	3	3,073	Sweden
Grohnde	1	1,360	Germany	Rivne	4	2,645	Ukraine
Gundremmingen	1	1,288	Germany	Rostov	4	3,922	Russia
Haiyang	1	1,000	China	Saint-Alban	2	2,670	France
Hamaoka	3	3,473	Japan	Saint-Laurent	2	1,830	France

НТЕЦ	Број на постројки	Моќ MWe	Земја	НТЕЦ	Број на постројки	Моќ MWe	Земја
Sendai	2	1,692	Japan	Saint Lucie	2	1,678	United States
Sequoyah	2	2,278	United States	Salem	2	2,332	United States
Shika	2	1,613	Japan	Sanmen	1	1,000	China
Sizewell-B	1	1,188	United Kingdom	Seabrook	1	1,247	United States
Smolensk	3	2,775	Russia	Torness	2	1,205	United Kingdom
South Texas	2	2,560	United States	Tricastin	4	3,660	France
South Ukraine	3	2,850	Ukraine	Trillo	1	1,003	Spain
Surry	2	1,638	United States	Tsuruga	1	1,108	Japan
Susquehanna	2	2,429	United States	Turkey Point	2	1,658	United States
Taishan	2	3,320	China	Vandellös	1	1,045	Spain
Takahama	4	3,220	Japan	Vogtle	2	2,302	United States
Tarapur	4	1,280	India	Waterford	1	1,168	United States
Temelin	2	2,052	Czech Republic	Watts Bar	2	2,288	United States
Tianwan	5	5,070	China	Wolf Creek	1	1,160	United States
Tihange	3	3,016	Belgium	Wolseong	5	3,835	South Korea
Tokai	1	1,060	Japan	Yangjiang	6	6,000	China
Tomari	3	1,966	Japan	Zaporizhzhia	6	5,700	Ukraine

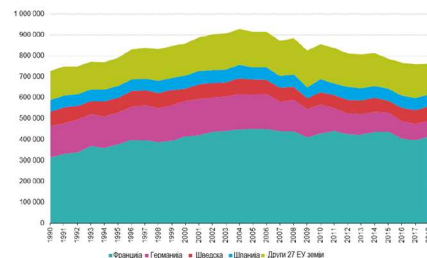
Во следните таб. 1.3 и 1.4 е прикажано производството на топлинска и електрична енергија во Европа.

Таб. 1.3. Производство на топлинска енергија во Европа ктое:

	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018
EU-27	212 954.0	220 636.0	216 382.0	209 333.0	207 566.0	200 751.0	204 813.0	198 168.0	195 601.0	195 737.0
EU-28	234 178.2	234 503.3	232 309.5	224 539.5	223 000.0	223 312.1	220 092.4	213 522.3	210 725.5	209 799.6
EA-19	189 357.3	188 110.8	182 712.3	174 785.4	173 074.9	174 953.5	171 241.0	165 235.4	161 302.2	160 510.6
Belgium	12 304.0	12 492.2	12 557.8	10 499.2	11 111.2	8 791.7	6 801.3	11 340.4	11 002.6	7 451.1
Bulgaria	3 877.0	3 840.1	4 105.1	4 020.2	3 667.6	4 045.7	3 912.0	4 010.0	3 940.7	4 158.3
Czechia	0 975.4	7 292.6	7 309.3	7 901.2	8 035.0	7 821.3	6 993.0	6 281.7	7 016.8	7 449.0
Germany	34 733.2	36 200.8	27 807.2	25 618.5	25 052.2	25 010.7	23 636.3	21 794.7	19 654.7	19 571.0
Spain	13 783.0	16 134.8	15 044.7	15 990.5	14 785.0	14 931.1	14 903.2	15 272.9	15 131.5	14 478.8
Franco	106 857.0	111 612.0	116 209.0	110 863.0	110 414.0	113 747.8	113 996.4	105 078.8	103 860.7	107 628.7
Hungary	3 878.0	3 963.0	3 964.9	3 986.1	3 869.5	3 937.4	3 994.3	4 070.7	4 084.0	4 005.0
Netherlands	960.0	917.4	959.2	920.0	656.2	941.3	937.4	916.1	799.5	812.3
Romania	2 079.5	2 022.9	2 079.0	3 008.5	2 022.2	2 041.2	2 040.1	2 610.7	2 007.0	2 877.0
Slovenia	1 354.7	1 335.2	1 470.5	1 308.1	1 250.9	1 499.5	1 332.2	1 346.5	1 408.1	1 364.6
Slovakia	3 783.0	3 853.3	4 027.0	4 050.0	4 110.5	4 053.0	4 028.0	3 894.0	3 985.0	3 750.0
Finland	5 762.0	5 565.0	5 627.0	5 536.0	5 604.0	5 688.5	5 606.2	5 589.8	5 390.1	5 444.1
Sweden	12 881.0	14 408.0	15 252.0	15 632.0	15 006.0	16 382.0	15 532.0	15 600.0	15 351.0	16 727.0
United Kingdom	15 229.0	13 947.0	15 025.0	15 206.0	15 443.0	13 850.0	15 479.3	15 413.8	15 123.8	14 000.7

Таб. 1.4. Производство на електрична енергија во Европа GWh:

	1990	1995	2000	2005	2010	2015	2018
EU-27	728 018	790 953	890 630	916 081	844 470	785 674	761 843
EU-28	789 326	875 251	944 893	997 899	916 010	897 020	827 007
EA-19	618 852	677 501	751 210	780 934	726 011	650 829	620 237
Belgium	47 722	41 356	48 157	47 585	47 944	29 103	28 597
Bulgaria	14 555	17 281	18 178	18 653	15 249	15 383	16 125
Czechia	12 595	12 230	13 600	24 728	27 009	26 841	20 921
Germany	151 372	152 187	160 606	163 055	140 555	91 786	76 005
Spain	54 200	55 425	62 200	57 539	61 999	57 190	55 700
France	314 081	377 231	415 162	461 529	428 521	437 428	412 842
Lithuania	17 033	11 822	8 418	10 337	9	0	0
Hungary	13 731	14 026	14 180	13 834	15 761	15 834	15 733
Netherlands	3 502	4 018	3 626	3 997	3 959	4 077	3 515
Romania	0	0	5 456	5 555	11 823	11 640	11 377
Slovenia	4 522	4 770	4 761	5 884	5 557	5 648	5 776
Slovakia	12 036	11 437	16 484	17 727	14 574	15 146	14 843
Finland	19 216	19 216	22 479	23 271	22 900	23 245	22 783
Sweden	68 185	59 935	57 316	72 377	57 828	55 348	68 548
United Kingdom	61 438	65 268	66 063	67 618	62 140	70 346	66 064



2

НУКЛЕАРНА ФИЗИКА

2.1. Елементарни честички

Бројот на елементарни честички од кои е изграден физичкиот свет е многу голем и затоа и структурата на јадрото на атомот составена од тие честички е многу комплексна [4,5,6,7].

За примена во нуклеарната техника и енергетика доволно е да се разгледува ограничен број на овие честички без да се води сметка дали тие се во согласност со сфаќањата на нуклеарните физичари и дали тие се елементарни или сложени. Во материјалот ќе бидат користени следните имиња и карактеристи на честичките:

Електрон – е честичка која има негативен електричен полнеж од $1,60219 \times 10^{-19}$ C (кулони) и маса (во мирување) од $9,10956 \times 10^{-31}$ kg. Во некои нуклеарни реакции се појавува и позитрон. Позитронот е честичка со иста маса и полнеж како електронот, само предзнакот на полнежот е позитивен.

Протон – има маса во мирување од $1,6726 \times 10^{-27}$ kg (масата му е 1836 пати поголема од електронот) и е со позитивен електричен полнеж (ист како позитронот).

Неутрон – има за малку поголема маса од протонот од $1,6492 \times 10^{-27}$ kg и нема електричен полнеж. Неутронот како електрично неутрална честичка лесно навлегува (пенетрира) во нуклеарните јадра и предизвикува нуклеарни реакции. Нуклеарните реакции со неутрони се основа на физичката теорија на нуклеарните реактори. Слободниот неутрон (неутрон надвор од нуклеарното јадро) не е стабилна честичка и во период на полураспад од околу 12 минути се распаѓа во протон, електрон и антинеутрино.

Фотон – е во основа квант на електромагнетно зрачење, а не материјална честичка од вообичаена гледна точка. Фотонот се манифестира како материјална честичка само кај некои физички појави, а кај други појави како електромагнетен бран (видлива светлина, x – зраци, γ – зраци). Фотонот нема маса во мирување, а во вакуум се движи со константна брзина (брзина на светлината) од $2,9979 \times 10^8$ m/s.

Неутрино – е честичка без маса во мирување и без електричен полнеж. Се формира кај некои нуклеарни распади, најчесто кај емисија на електрони попознати како β – емисии. Неутрино многу ретко влегува во нуклеарни реакции со материјата, односно материјалниот свет за оваа честичка е речиси непознат.

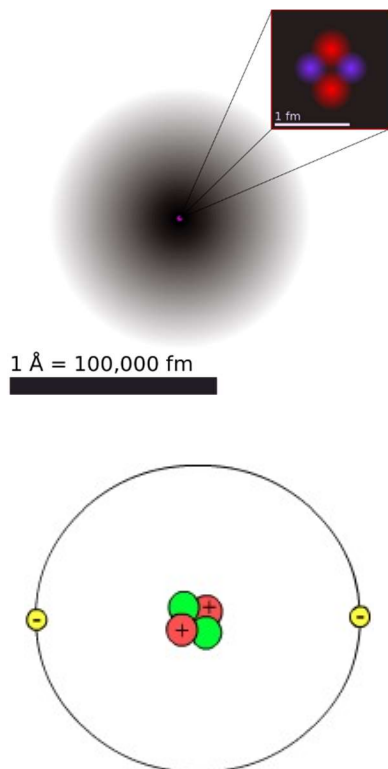
2.2. Состав и структура на атомот

Во наредниот текст ќе биде разгледувана поедноставена слика за структурата и составот на атомот, која е сосема доволна за разбирање на најбитните појави во нуклеарната техника и енергетика. Според тоа, може да се смета дека јадрото на атомот се состои од два вида на елементарни честички: протон и неутрон. Целиот атом може едноставно да се претстави како минијатурен планетарен систем кај кој околу позитивно наелектризираното јадро кружат по одредени патеки негативно наелектризираните електрони (вообичаено е сите патеки на електроните да се означуваат како електронска обвивка околу јадрото).

Бројот на протони во јадрото на атомот се означува со Z и одговара на бројот на електрони во обвивката, што значи дека атомот во целина е електрично неутрален. Бројот на неутрони во јадрото се означува со N . Збирот на протони и неутрони ја одредува масата на јадрото. Вообичаениот симбол за маса на јадрото е A , при што важи да $A = Z + N$. Протоните и неутроните во јадрото честопати се нарекуваат со заедничко име нуклеони од што произлегува со симболот A да е определен бројот на нуклеони во јадрото на атомот.

Можните патеки (орбити) на електроните во обвивката се групираат во таканаречени слоеви, кои се обележуваат почнувајќи од внатрешниот со K , L , M , N , O , P . Бројот на електрони во секој слој е ограничен. Слојот K може да содржи само 2 електрони, L 8 електрони, M 18 електрони и сл. Елементите со атоми кои имаат доволен број на електрони за пополнување на надворешниот слој (за слоевите K и L) или за пополнување на надворешниот слој со 8 електрони (со слоевите M , N , O , P) се хемиски многу стабилни. Тоа се инертните гасови He , Ne , Ar и сл. Спротивно на тоа, елементите кои имаат само за еден електрон повеќе од инертните гасови (алкални метали, Li , Na , K и сл.) или еден електрон помалку (халогени елементи, F , Cl , Br и сл.) многу лесно стапуваат во хемиски реакции поради заедничкото користење на вишокот или недостатокот на електрони.

Валентноста на хемиските елементи се објаснува како тежнеење на атомот за потполнување на слојот во електронската обвивка, затоа што на тој начин се постигнува поголема хемиска стабилност. Елементот е толку валентен во зависност од тоа колку електрони прима или оддава за потполнување на електронските слоеви. Со постоењето на слоевите во обвивката на атомот се објаснува периодниот систем на хемиски елементи.



2.3. Енергија на електроните

Поради силата која дејствува меѓу честичките со електричен полнеж, секоја честичка во електричното поле има потенцијална можност за вршење работа (Coulomb, Кулонов закон - силата меѓу честичките со електричен полнеж е право пропорционална на производот на нивниот полнеж и обратно пропорционална на квадратот на нивното растојание). Кога електричниот полнеж се поместува во насока на зголемување на неговиот потенцијал во електростатско поле, работата треба да се троши. Врз оваа појава се засновува дефиницијата за единицата енергија во нуклеарната физика, односно електро-волт (eV), која се дефинира како работа која треба да се потроши за поместување на електронот во електростатското поле во однос на потенцијалната разлика од еден волт (V). Ако, потребната работа за поместување на полнеж од 1 C (кулон) во однос на потенцијалната разлика од 1 V (волт) изнесува 1 J (џул) и ако полнежот на електронот е = $1,60219 \times 10^{-19}$ C, се добива следната врска [4,5,6,7]:

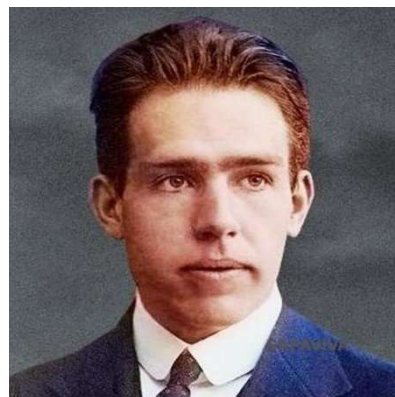
$$1 \text{ eV} = 1,60219 \times 10^{-19} \text{ J}$$

Електроволт не е единица во меѓународниот SI систем на единици, но поради нејзината добра применливост во нуклеарната физика е дозволена нејзината употреба.

Електрон кој кружи околу јадрото на атомот не се однесува според законите на класичната електродинамика. Тој електрон би требало како секој осцилатор континуирано да зрачи електромагнетна енергија кон околината, што е спротивно на законот за зачувување на енергијата.

Според законите на квантната механика, електронот во атомот не може да се наоѓа на која било патека (орбита), туку само на една од низата на дискретни патеки со одредена енергија. Патекиите на поголем број електрони со исти енергии ги формираат порано спомнатите електронски слоеви. Додека електронот кој се наоѓа во внатрешноста на една патека не разменува енергија со околината. Размена на енергија се појавува само кога електронот преоѓа од една во друга патека (орбита) со големина која одговара на разликата на енергиите на тие патеки. Наједноставен атом е атомот на водород, кој е составен од еден протон и еден електрон. Според теоријата за енергијата на електронските патеки на водородниот атом на данскиот физичар Нилс Бор (Niels Bohr), енергијата на дискретните електронски патеки на водородниот атом може да се изрази:

$$-13,6/n^2 \text{ eV} \quad \text{каде: } n = 1, 2, 3 \dots$$



Niels Bohr

Енергијата на најниската патека ($n=1$) изнесува $-13,6 \text{ eV}$ и потоа редно, $-3,45 \text{ eV}$ (за $n=2$), $-1,53 \text{ eV}$ (за $n=3$) итн. Низата на енергии на електронските патеки во атомот на водород е прикажана на **сл. 2.1**.

Разликата помеѓу енергиите на поединечни патеки се намалува со зголемување на нивното растојание од јадрото. Кога n тежи кон бескрајност, енергијата тежи кон нула (потенцијална енергија на слободен електрон). Енергијата на секоја патека е износ на енергија која треба да му се доведе на електронот за тој да се исфрли од атомот, односно да се изврши јонизација на атомот.

Стабилна состојба на атомот, која најчесто се вика основна состојба, се појавува кога сите патеки со најниски можни енергетски нивоа се зафатени со електрони. Во тој случај и патеките се со најмали можни растојанија од јадрото.

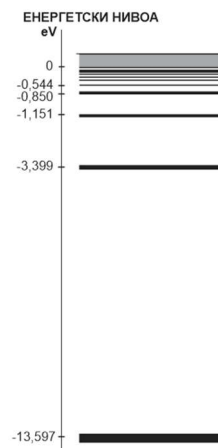
Атомот се наоѓа во возбудувачка состојба, кога електроните поради апсорпција на одредена количина на енергија (независно дали се работи за апсорпција на електромагнетно зрачење или колизија на електрони со некоја материјална честичка), поминуваат во некоја патека со повисока потенцијална енергија. Ако апсорбираната енергија (енергија на возбудување) е доволно голема, еден или повеќе електрони можат да бидат исфрлени од обвивката на атомот. Атом којшто изгубил еден или повеќе електрони станува позитивен јон.

Возбудените и јонизирани атоми се нестабилни и во краток период се враќаат во основната состојба, така што електроните од надворешните патеки прескокнуваат на најниската слободна патека, а електроните кои недостасуваат се зафаќаат во околината (рекомбинација на јони). Разликата на енергии на електронските патеки, при премин на електронот од возбудена во основна состојба, се емитира од атомот како електромагнетна енергија (енергија на фотонот). Планковиот (Planck) закон ја одредува зависноста на фреквенцијата на емитираното зрачење ν и енергијата ΔE :

$$\Delta E = h \nu$$

каде: $h \text{ Js} =$ Планкова константа $h = 6,6 \times 10^{-34} \text{ Js}$

Ако разликата на енергии е неколку eV се емитира радијација на видлива светлина. Кога разликата на енергии ја достигнува вредноста од 10^5 eV , која може да се добие кај потешките атоми кога електронот од возбудена состојба на атомот преоѓа директно во најниската орбита (во К орбита-патека), доаѓа до емисија на X – зраци.



Сл. 2.1. Енергии на електронските патеки на водороден атом

ПРИМЕР 2.3.1.

Колку изнесува брановата должина на емитираното електромагнетно зрачење кога електронот во атомот на водородот преоѓа од L во K слојот ?

Решение:

Разликата на енергии на L во K слојот изнесува:

$$\begin{aligned} \Delta E &= 13,6 - 3,4 = 10,2 \text{ eV} = \\ &= 1,66 \times 10^{-18} \text{ J} \end{aligned}$$

Фреквенцијата на емитираното зрачење изнесува:

$$\begin{aligned} \Delta E &= h \nu \rightarrow \\ \nu &= \Delta E / h = 1,66 \times 10^{-18} / 6,6 \times 10^{-34} = \\ &= 2,5 \times 10^{15} \text{ s}^{-1} \end{aligned}$$

Брановата должина на електромагнетното зрачење се определува:

$$\begin{aligned} \lambda &= c / \nu = 3 \times 10^8 / 2,5 \times 10^{15} = 1,2 \times 10^{-7} \text{ m} \\ c &= 3 \times 10^8 \text{ m/s} - \text{брзина на светлината.} \end{aligned}$$

Емитираното зрачење припаѓа на ултравиолетовиот дел на спектарот

Електронските потенцијали на електронските слоеви зависат од видот на атомот, односно од електричниот полнеж на јадрото. Јадра со поголем електричен полнеж (поголем број на протони) имаат понегативни потенцијали на електронските слоеви и при прескокнување на електроните во тие слоеви се добива електромагнетно зрачење со помала бранова должина (на пример рендгенските или γ - зраците).

Врз основа на постоењето на дискретните електронски слоеви во обвивката на атомот се толкува појавата на карактеристичните спектрални линии на хемиските елементи.

2.4. Маса и димензии на атомот

За атомски јадра во нуклеарната физика е воведен назив нуклеиди. Ако бројот на протони во јадрото е Z (кај неутралните атоми е еднаков со бројот на електрони во обвивката на атомот) е дефиниран и хемискиот елемент на кој дотичниот нуклеид му припаѓа. Тоа е доволно за еднозначно определување на типот на нуклеидот и бројот на честички кои тој нуклеид ги содржи. Покрај ознаката на хемискиот елемент се наведува вкупниот број на нуклеони во јадрото A ($A = Z + N$). Така на пример симболите на некои нуклеиди H , C , U , Pu и сл., потполно и еднозначно го определуваат бројот на протони и неутрони во овие нуклеиди.

Апсолутните маси на атомот се многу мали од редот на 10^{-25} kg и според тоа е непрактично тие да се изразуваат во единиците на СИ системот, односно во килограми. Затоа во нуклеарната физика е воведена пракса на изразување на атомските маси во релативни износи со земање на масата на најлесното јадро (најлесно јадро е со еден протон, односно јадрото на лесниот изотоп на водородот со ознака H) приближно еднаква на единица. Поточно во нуклеарната физика е усвоена вредност „Унифицирана атомска единица за маса АЕМ“, односно $1/2$ маса на нуклеидот ^{12}C . Од таа дефиниција произлегува апсолутната вредност на единицата за маса, односно $AEM = 1,660565 \times 10^{-27}$ kg.

Масата M на кој било нуклеид изразена во АЕМ е:

$$M = 12 \frac{\text{маса на нуклеидот}}{\text{маса на нуклеидот } ^{12}C}$$

Масата на елементарните честички изразени во атомски единици на маса се:

електрон	0,000550 АЕМ
протон	1,007277 АЕМ
неутрон	1,008665 АЕМ

ПРИМЕР 2.4.1.

При кои енергии електроните и неутроните постигнуваат брзина $v=0,2$ m/s, при претметка со релативен пораст на масата ?

Решение:

Кинетичката енергија на честичка е:

$$E = mv^2/2 = \frac{m_0 v^2}{2 \left(1 - \frac{v^2}{c^2}\right)^{1/2}}$$

Ако се замени за $v = 0,04 \cdot c^2$ се добива:

$$E = 0,0208 \cdot m_0 \cdot c^2$$

Следно за неутрони со маса $m_0 = 1,67492 \times 10^{-12}$ kg, енергијата изнесува $E = 3,127 \times 10^{-12}$ J = 19,5 MeV.

Енергијата на електроните со кои се сретнуваме во нуклеарната физика се честопати поголеми од 0,01 MeV и затоа кај овие честички треба да се смета со релативниот пораст на масата. Од друга страна, просечната енергија на неутроните во нуклеарните реактори се значително пониски од 19,5 MeV и при претметка на нивната маса може да се користат еднакви маси во мирување.

Масата на нуклеидот ^{12}C по дефиниција изнесува 12 АЕМ. Масата на сите останати нуклеиди не е цел број, како на пример масата на нуклеидот ^{16}O изнесува 15,99482 АЕМ. Масата од АЕМ килограми на некој нуклеид (таа маса во хемијата се изразува во kmol) содржи одреден број на атоми, односно тоа значи на маса од 1 kg одговара 12 kg ^{12}C , 15,99482 kg ^{16}O , 1,007277 kg ^1H .

Евидентно е дека киломол содржи ист број на кој било вид на нуклеид (или ист број на молекули ако молекуларната тежина се изрази во АЕМ). Тој број е познат како Авогадров број N и изнесува:

$$N_A = 0,602309 \times 10^{27} \text{ (поточно } N = 0,602309 \times (1 \pm 3 \times 10^{-6}) \times 10^{27})$$

Со помош на Авогадровиот број и маса од 1 mol може да се пресмета масата на секој нуклеид. На пример масата на нуклеидот ^{16}O изнесува:

$$15,99482 / 0,602309 \times 10^{27} = 26,56 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

Масата на честичките зависи од кинетичката енергија, односно од брзината на честичката. Врз основа на резултатите на специјалната теорија на релативност, зависноста може да се изрази:

$$m = \frac{m_0}{\left(1 - \frac{v^2}{c^2}\right)^{1/2}}$$

каде: m = маса на честичката во движење при брзина v ,
 m_0 = маса на честичката во мирување,
 c = брзина на светлината ($2,9979 \times 10^8 \text{ m/s}$)

При мали брзини на честичката односот v/c станува занемарлив, а со тоа и разликата меѓу масата на честичката во движење и мирување. Кога односот v/c ќе ја постигне вредноста од 0,2 (брзината на честичката изнесува 20 % од брзината на светлината), се постигнува забележително зголемувањето на масата (m/m_0 тогаш изнесува 1,02).

Поимот за димензии на атомот не треба да се сфати во класична смисла, затоа што не се работи за систем со точно дефинирани димензии. Може да се зборува само за ред на големина на димензии, кои зависат од видот на атомот. Врз основа на мерни податоци радиусот на атомското јадро може апроксимативно да се изрази на следниот начин:

$$r = 1,25 \cdot 10^{-15} \cdot A^{1/3} \text{ m}$$

A = број на нуклеони во јадрото

ПРИМЕР 2.4.2.

Колку изнесува густината на материјалот на атомското јадро и колкав дел од волуменот внатре во атомот зафаќаат атомските јадра, ако се претпостави да радиусот на атомот е редна големина од 10^{-10} m и колку изнесува односот на масата на јадрото и масата на целиот атом?

Решение:

Со претпоставка дека геометријата на атомското јадро може да се претстави како топка со радиус r :

Волумен на јадрото:

$$V = \frac{4\pi}{3} (1,25 \cdot 10^{-15})^3 \cdot A =$$

$$= 8,18 \cdot 10^{-15} \cdot A \text{ m}^3$$

Просечната маса на нуклеонот, добиена како средна вредност на масата на протонот и неутронот, изнесува $1,633765 \times 10^{-27} \text{ kg}$.

Според тоа масата на јадрото изнесува $M = 1,633765 \times 10^{-27} \text{ kg}$.

Густината на материјалот на јадрото:

$$\rho = M/V = 2 \cdot 10^{17} \text{ kg/m}^3 = 2 \cdot 10^8 \text{ vot/cm}^3$$

Густината на материјалот на атомските јадра со вредност од 200 милиони тони по сантиметар кубен ја надминува претставата за густина на материјалот.

Ако се земе $A=100$ (атомски јадра со просечна густина), неговиот волумен изнесува $8,18 \times 10^{-43} \text{ m}^3$. Волуменот на атомот е билион пати (10^{12}) поголем од волуменот на јадрото.

Односот на тежината на јадрото и целиот електрично неутрален атом е: маса на јадрото / (маса на јадрото + маса на електронската обвивка). Тој однос е поголем од 0,999, затоа што електронската обвивка изнесува илјадитинка од масата на атомот.

Оваа равенка покажува дека радиусот, односно волуменот на јадрото, е директно пропорционален со бројот на нуклеони во јадрото A . Тоа доведува до заклучок дека густината на материјалот на јадрото е константна, односно не зависи од големината на јадрото.

2.5. Изотопи

Бројот на протони во јадрото на атомот и соодветниот број на електрони во обвивката ја определуваат природата на хемискиот елемент. Со промена на бројот на неутрони во јадрото на атомот не се менуваат хемиските својства. Затоа од хемиски аспект на хемиските реакции, атомите со различен број на неутрони или со ист број на протони во јадрото се идентични. Меѓутоа, физичките својства на тие атоми можат да бидат многу различни. Атомите кои содржат ист број на протони и различен број на неутрони се познати како изотопи. Изотопите се делат на стабилни и радиоактивни.

Една од карактеристиките на хемиските елементи е податокот за релативната содржина на нивните природни стабилни и долготрајни радиоактивни изотопи. Поголемиот број на хемиски елементи имаат такви изотопи, затоа што само 20-тина хемиски елементи содржат само еден вид на стабилни нуклеиди.

Атомската содржина на изотопи a_i е дефинирана како:

$$a_i = \frac{N_i}{\sum_{i=1}^n N_i}$$

а масениот удел на изотопот како:

$$w_i = \frac{A_i N_i}{\sum_{i=1}^n A_i N_i}$$

n = вкупен број на изотопи во елементот,

N_i = број на атоми на i -тиот изотоп,

A_i = маса на атомот на i -тиот изотоп.

Ако претходниот израз се подели со $\sum N_i$, се добива следна прифатлива форма:

$$w_i = \frac{a_i N_i}{\sum_{i=1}^n a_i N_i}$$

Во претходниот текст е објаснет начинот на означување на нуклеидите. Покрај ознаката на хемискиот елемент е доволно да се наведе податокот за масениот број A , со што еднозначно е определен бројот на протони и неутрони во јадрото. На тој

ПРИМЕР 2.5.1.

Потребно е да се пресмета просечната маса на атом на природен ураниум. Ураниумот има три изотопи со следните карактеристики:

Изотоп	Атомска содржина a_i %	Атомска тежина A АЕМ
^{234}U	0,057	234,0409
^{235}U	0,72	235,0439
^{238}U	99,27	238,0508

Решение:

Просечната маса на изотопите на ураниум се определува:

$$M_U = 0,01 \sum_{i=1}^3 A_i \cdot a_i$$

$$M_U = 0,01(0,0057 \times 234,0409 + 0,72 \times 235,0439 + 99,27 \times 238,0508) = 238,01869 \text{ АЕМ} \approx 238 \text{ АЕМ}$$

ПРИМЕР 2.5.2.

Потребно е да се определи:

а) Тежинскиот удел на ^{235}U во природниот ураниум

б) Однос на атомот на ^{238}U и ^{235}U во ураниум со тежински удел на изотопот ^{235}U од 3% (3% збогатен ураниум)

Решение:

а) Масениот удел на изотопот ^{235}U во природниот ураниум е:

$$w_{235} = \frac{0,72 \cdot 235}{238} = 0,711\%$$

$$б) w_{235} = \frac{235 \cdot \frac{N_{235}}{N_{238}}}{238 + 235 \cdot \frac{N_{235}}{N_{238}} + 234 \cdot \frac{N_{234}}{N_{238}}}$$

Третиот член во именителот е многу мала редна големина во однос на првиот и вториот член и може да се занемари, па бараниот однос на атомите на ^{238}U и ^{235}U е:

$$\frac{N_{235}}{N_{238}} = \frac{0,97 \cdot 235}{0,03 \cdot 238} = 31,93$$

начин е овозможено едноставно дефинирање на изотопот на секој хемиски елемент. На пример изотопите на кислородот се означуваат како ^{16}O , ^{17}O , ^{18}O , изотопите на водородот ^1H , ^2H , ^3H , изотопите на ураниумот ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , итн. Содржината на изотопи во секој елемент е практично константен.

За нуклеарната енергетика се битни изотопите на ураниумот. Уделот на атоми на поединечни изотопи во природниот ураниум е ^{234}U - 0,057 %, ^{235}U – 0,72 %, ^{238}U - 99,27%. Битни се и изотопите на водород ^1H , ^2H , ^3H . Изотопот ^2H е стабилен и познат под името деутериум, додека ^3H е радиоактивен изотоп познат под името тритиум.

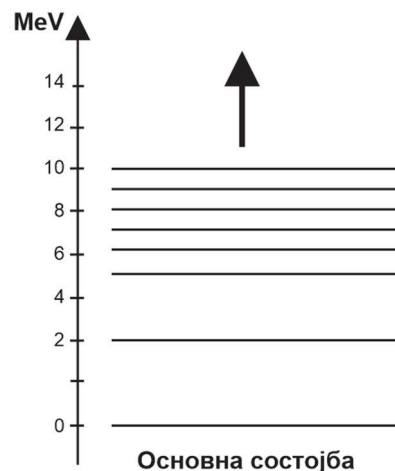
Во реакторската техника е потребно да се издвојуваат изотопи на некои хемиски елементи, а посебно од ураниумот. За издвојување на изотопи на ураниум се користат физички постапки, кои се базираат на фактот дека атомите на изотопите имаат различни маси или се разликуваат според други физички карактеристики (потенцијал, јонизација на атомот и сл.).

2.6. Енергетски нивоа на атомските јадра

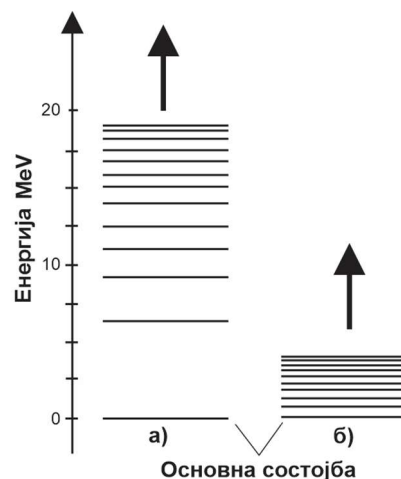
Јадрата на атомот, слично како електроните во атомската обвивка, можат да се наоѓаат во основна и возбудена состојба. Кога атомското јадро е во возбудена состојба нејзината внатрешна енергија одговара на енергија со повисоко ниво во однос на таа која би ја имало во основна состојба. Енергетските нивоа на атомското јадро се дискретни и карактеристични за секој нуклеид. Енергетските нивоа на јадрото на ^{12}C се прикажани на [сл. 2.2](#) [4,5,6,7].

Разликите на енергетските нивоа се поголеми кога тие се наоѓаат поблиску до основното ниво. Подалеку од основното ниво разликите на енергијата се намалуваат. Разликите на енергетските нивоа се во просек помали кај потешките во однос на полесните јадра. Тоа значи дека потешките јадра можат да се возбудат со доведување на помали количини на енергија ([сл. 2.3](#)).

Важно е да се забележи дека енергетските разлики меѓу поединечните разлики на енергетските состојби на јадрото се доста поголеми од енергетските разлики на електронските патеки во обвивката на атомот. Тоа се толкува како резултат на поголемите сили кои дејствуваат меѓу нуклеонот во јадрото и оние кои дејствуваат меѓу електроните во обвивката на атомот и јадрото.



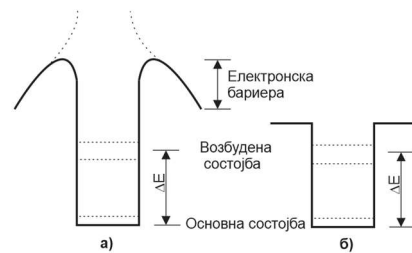
Сл. 2.2. Енергетски нивоа на нуклеид ^{12}C



Сл. 2.3. Енергетски нивоа
а) лесни јадра
б) тешки јадра

Според законот на Планк, фреквенцијата на емитираното електромагнетно зрачење е пропорционална на разликата на енергија меѓу енергетските нивоа на нуклеонот во јадрото. Високата вредност на енергијата меѓу енергетските нивоа во јадрото предизвикува емисија на електромагнетно зрачење со висока фреквенција и многу мала бранова должина, односно се работи за силно и продорно зрачење познато по името γ -зраци. Енергетскиот потенцијал на нуклеонот (протони и неутрони) во внатрешноста на јадрото е графички претставен на **сл. 2.4**.

Протоните се електрично набиени (позитивни) честички и при влезот и излезот мораат да ја совладаат електростатската потенцијална бариера. Неутроните се електрично неутрални и немаат таква бариера. Тоа значи дека е полесна емисијата на неутрони од јадрото и пенетрацијата во јадрото, во однос на овие дејства на електрично набиените протони.



Сл. 2.4. Енергетски потенцијали во јадрото
а) на протони
б) на неутрони

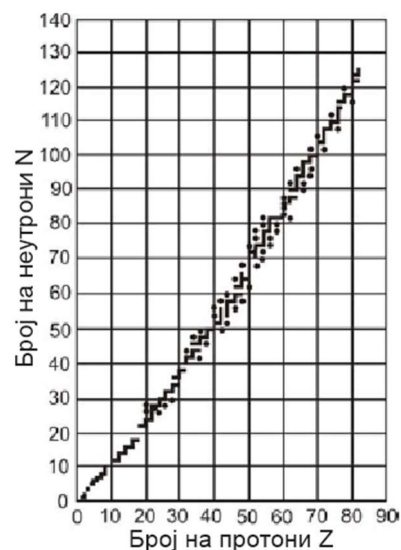
2.7. Стабилност на атомските јадра

Основните сили кои ја одредуваат стабилноста на атомските јадра се нуклеарните сили и електростатската Кулонова (Coulomb) сила (силата на гравитација која дејствува помеѓу два споени нуклеони и е околу 10^{37} пати послаба од нуклеарната сила). Без постоење на нуклеарните сили јадрата не би можеле да постојат. Во тој случај би постоеле само електростатските одбивни сили помеѓу протоните, кои би оневозможиле формирање на јадрата. Некои битни карактеристики на нуклеарните сили се: [4,5,6,7]

- **Дејствуваат на кусо растојание:** овие сили дејствуваат на растојанија од ист ред како радиусот на јадрото, односно од редот 10^{-13} cm.
- **Многу се силни и привлечни сили:** нуклеарните сили помеѓу нуклеонот и внатрешноста на јадрото повеќекратно ја надминуваат големината на одбивната електростатска сила. На пример за совладување на нуклеарните сили заради одвојување на еден нуклеон од јадрото на потешок елемент треба да се потроши околу 8 MeV енергија.
- **Дејствуваат помеѓу парови на нуклеони и покажуваат својство на заситеност:** електростатската одбивна сила во внатрешноста на јадрото е послаба од нуклеарната сила, но не покажува својство на заситување (еден протон дејствува на сите протони во јадрото). Затоа, влијанието на електростатска сила се наголемува со наголемување на бројот на протони во јадрото.

Познати се околу 1500 нуклеиди, а само 352 се наоѓаат во природата и од нив 265 се стабилни. Останатите нуклеиди се вештачки добиени по пат на нуклеарни реакции. Стабилните нуклеиди можат да постојат само при одреден однос на бројот на протони и неутрони во јадрото. Тие односи се прикажани на сл. 2.5. Односот на бројот на неутрони и протони кај тешките јадра е поголем од единица ($N/Z > 1$), на пример за ^{238}U односот е 1,59. Стабилноста на јадрото е условена со релативното зголемување на дејството на нуклеарните сили потребни за компензација на сè појаките електростатски одбивни сили меѓу протоните во јадрото.

- **Парен или непарен број на нуклеиди во јадрото:** јадра со парен број протони и парен број неутрони се најчесто постабилни од тие кога е еден од тие два броја непарен, а особено кога и двата броја се непарни. Од вкупниот број на 265 стабилни нуклеиди, 157 имаат парен број на протони и неутрони, 53 стабилни нуклеиди имаат парен број на протони и непарен број на неутрони, а 50 непарен број на протони и парен број на неутрони. Во природата постојат само 5 стабилни нуклеиди со непарен број на протони неутрони.
- **Магичен број на протони и неутрони во јадрото:** атомските јадра кои содржат 2, 8, 20, 50 и 82 протони и/или 2, 8, 20, 50, 82 и 126 неутрони се посебно стабилни. Во нуклеарната физика за овие броеви се користи терминот магични броеви.



Сл. 2.5. Однос на бројот на протони и неутрони за стабилни нуклеиди

2.8. Радиоактивност

Нуклеидите кои се наоѓаат надвор од подрачјето на стабилност (сл. 2.5) или кои се наоѓаат во возбудена состојба (со внатрешна енергија повисока од основното енергетско ниво) се нестабилни. Кај таквите нуклеиди постои природно тежнеење да со внатрешни трансформации и/или со емисии на непотребните честички се вратат во подрачјето на стабилност. Овој процес е наречен радиоактивност. Со радиоактивни распади нестабилните јадра постепено преминуваат во стабилни.

Веројатноста за распад на некои нестабилни јадра зависи од времето и природата на јадрата. Ако се разгледуваат N сродни нестабилни јадра, може да се види дека бројот на распади во единица време е пропорционален со бројот на јадра N . Константата на пропорционалност, која е однос помеѓу бројот на присутни и распаднати јадра во некој временски интервал ΔT , е позната под името константа на радиоактивен распад λ . Оваа константа е карактеристична за секој вид на нуклеид. Бројот на распади на N нестабилни атомски јадра во единица време е λN . Со оваа големина се определува активноста на радиоактивниот материјал. [4,5,6,7]

Врз основа на претходното може да се претстави законот на радиоактивен распад за број на распади dN на N нестабилни јадра за временски период dt , односно:

$$dN = -\lambda \cdot N \cdot dt$$

Со интеграција од 0 до t се добива изразот за временска промена на количината на нестабилни јадра $N(t)$:

$$N(t) = N_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

N_0 = број на нестабилни јадра за време $t=0$

Потребното време за распад на половина од почетно присутните радиоактивни јадра е дефинирано како период на радиоактивен полураспад $t_{1/2}$:

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda}$$

Периодот на полураспад на радиоактивните јадра варира од дел од секунда до повеќе милијарди години.

Единицата за активност во СИ системот на единици е распад во секунда, односно 1 Бекерел ($1 \text{ Bq} = 1/\text{s}$). Стара и сè уште употребувана единица за активност е 1 Кири, односно $1 \text{ C (Curie)} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$.

Во нуклеарната енергетика посебно се битни нестабилните нуклеиди со вишок на неутрони, затоа што овие нуклеиди настануваат при фисија на тешките јадра (ураниум или плутониум). При фисија, фисионите фрагменти, односно новосоздадените полесни јадра, го задржуваат истиот однос на неутрони и протони како на тешките јадра пред распадот, кој не им овозможува стабилност. Во јадрата се намалува бројот на неутрони преку една од следните нуклеарни реакции:

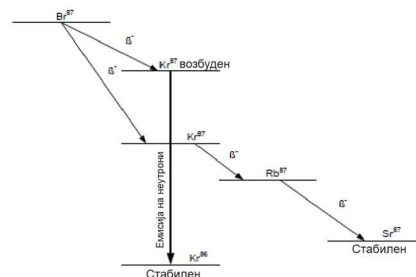
- Емисија на неутрони

Нуклеарната реакција на емисија на неутрони се појавува само кај некои многу возбудени нуклеиди формирани со фисија на тешките јадра. Пример на таква реакција е трансформацијата на изотопот ^{87}Kr и ^{86}Kr прикажана на сл. 2.6.

- Претворба на неутрони и протони со β -распад

Со емисија на електрони од јадрото (β^- -распад) и антинеутрино $\bar{\nu}$, неутронот се претвора во протон според следната нуклеарна реакција:

$$n = p^+ + \beta^- + \bar{\nu}$$



Сл. 2.6. Трансформација на ^{87}Br , ^{86}Kr и ^{87}Sr со емисија на неутрони

Нуклеарната реакција на претворба е почеста од непосредната емисија на неутроните од јадрата, затоа што за неа е потребна помала количина на енергија. Пример на нуклеарната реакција со претворба е распадот на ^{140}La и ^{140}Ce (сл. 2.7).

Емисијата на материјални честички во нуклеарните јадра редовно е пропратена со промена на внатрешното енергетско ниво во јадрото, што се рефлектира со емисија на γ -зраци. Енергијата на емитираното γ -зрачење зависи од разликата на енергии помеѓу повисоката и пониската енергетска состојба на јадрото. Од сл. 2.7 може да се види дека со емисија на електрони од јадрото на ^{140}La се добива јадро на ^{140}Ce на едно од пет можни енергетски нивоа над основната енергетска состојба. Враќањето на јадрото во основна енергетска состојба е пропратено со γ -зрачење со енергии кои одговараат на разликата на енергии помеѓу енергетските нивоа на јадрото.

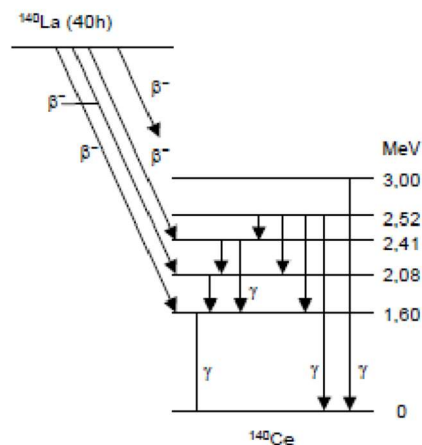
Со емисија на β -честичка, односно електрон од јадрото, се зголемува бројот на протони во јадрото и тоа резултира со трансформација на хемискиот елемент во друг елемент со поголем реден број. Емисијата на γ -зраци од јадрото не ја менува природата на хемискиот елемент.

Ако јадрото содржи премал број на неутрони во однос на неговото стабилно подрачје, доаѓа до инверзна претворба, односно претворба на протони во неутрони пропратено со емисија на позитрони (β^+ - честички) и неутрино (електрон со позитивен полнеж). Овие реакции се ретки и небитни за нуклеарната енергетика.

Јадрата на најтешките елементи (најтежок нуклеид ^{209}Bi) се нестабилни и со тоа и радиоактивни. Тешките радиоактивни јадра претежно се распаѓаат во еден од изотопите на оловото. Оловото поседува магичен број на протони и се одликува со висока стабилност. Тешките јадра покрај емисија на β и γ зраци емитира и α -честички. Тоа се честички од јадрото на атомот на хелиум ^4He , кои содржат два протони и два неутрони и многу се стабилни затоа што го содржат магичниот број на протони и неутрони. Со емисија на α -честички од јадрото се намалува атомската тежина за 4 и редниот број за 2.

Распаѓањето на тешките јадра не се случува во еден чекор, туку со формирање на радиоактивни редови кај кои родителот на низата е нуклеид со најдолг период на полураспад. Природните тешки радиоактивни елементи припаѓаат на еден од 4-те радиоактивни редови: [8]

Ред	Родител на редот	Период на полураспаѓање год
Ураниумов	^{238}U	$4,5 \times 10^9$
Ториев	^{232}Th	$1,32 \times 10^{10}$
Актиниев	^{235}U	$7,1 \times 10^8$
Нептунов	^{238}Np	$2,2 \times 10^6$



Сл. 2.7. Радиоактивен распад на нуклеидот на ^{140}La

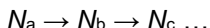
Периодот на полураспаѓање на елементите по радиоактивните редови е многу различен. На пример кај ураниумовиот ред најдолгиот период на полураспаѓање е $4,5 \times 10^9$ години, а најкраткиот период е $1,64 \times 10^{-4}$ секунди. Ураниумовиот ред е прикажан во следната таб. 2.1. [8]

Таб. 2.1. Ураниумов ред

Нуклеид Масен бр. X атомски бр.	Емитирана честичка	Период на полураспаѓање
$^{238}\text{U}_{92}$	α	$4,5 \times 10^9$ god
$^{234}\text{Th}_{90}$	β	24.1 den
$^{234}\text{Pa}_{91}$	γ	1.18 min
$^{234}\text{Pa}_{91}$	β	6.7 h
$^{234}\text{U}_{92}$	α	$2,5 \times 10^5$ god
$^{230}\text{Th}_{90}$	α	8×10^4 god
$^{226}\text{Ra}_{88}$	α	1620 den
$^{222}\text{Rn}_{86}$	α	3.82 den
$^{218}\text{Po}_{84}$	α, β	3.05 min
$^{214}\text{Pb}_{82}$	β	26.8 min
$^{218}\text{At}_{85}$	α	2.0 s
$^{214}\text{Bi}_{83}$	α, β	19.7 min
$^{214}\text{Po}_{84}$	α	$1,64 \times 10^{-4}$ min
$^{210}\text{Tl}_{81}$	β	1.32 min
$^{210}\text{Pb}_{82}$	β	19.4 god
$^{210}\text{Bi}_{83}$	α, β	5.0 den
$^{210}\text{Po}_{84}$	α	138.3 den
$^{206}\text{Tl}_{81}$	β	4.2 min
$^{206}\text{Pb}_{82}$	стабилен	

Интересно е дека периодот на распаѓање на двата основни изотопи на ураниумот ^{235}U (родител на актиниевиот ред) и ^{238}U доста се разликува. Потешкиот изотоп на ураниумот во однос на полесниот изотоп има подолг период на полураспаѓање за 6,3 пати, што упатува на заклучокот дека содржината на ^{235}U во природниот ураниум во далечното минато била поголема.

Кај голем број на радиоактивни нуклеиди приближувањето кон стабилност на еден нуклеид во втор се изведува според следната шема:



N_a, N_b, N_c = број на атоми на радиоактивните нуклеиди во редот

Ако соодветните константи на радиоактивен распад се $\lambda_a, \lambda_b, \lambda_c$, временската промена на количината на нуклеидот N_b се определува според изразот:

$$\frac{dN_b}{dt} = N_a \lambda_a - N_b \lambda_b = N_{0a} \lambda_a e^{-\lambda_a t} - N_b \lambda_b$$

ПРИМЕР 2.8.1.

Каква била содржината на изотопите на ураниум ^{235}U и ^{238}U во природниот ураниум пред милијарда години ?

Решение:

Со примена на равенката $t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda}$ и наведените периоди на полураспад на изотопите на ураниумот се определуваат константите на радиоактивен распад на ^{235}U и ^{238}U , кои изнесуваат:

$$\lambda_{235} = 9,76 \times 10^{-10} \text{ god}^{-1}$$

$$\lambda_{238} = 1,54 \times 10^{-10} \text{ god}^{-1}$$

Промената на односот на бројот на атоми на изотопите во природниот ураниум од минатото до денес се изразува:

$$\frac{N^{235}(-t)}{N^{238}(-t)} = \frac{N^{235}(t=0)e^{\lambda_{235}t}}{N^{238}(t=0)e^{\lambda_{238}t}}$$

Со замена на $t=10^9$ год и денес ($t=0$) односот на атомите на изотопите ^{235}U и ^{238}U во природниот ураниум од 0,00717, се добива однос на изотопите во природниот ураниум пред милијарда години од 0,0163. Природниот ураниум тогаш би содржел 1,6% ^{235}U и би припаѓал на слабо збогатен ураниум.

Првиот член на десната страна го определува порастот на бројот на атоми на нуклеидот N_b поради радиоактивниот распад на нуклеидот N_a , а вториот член намалувањето на бројот поради сопствениот радиоактивен распад.

Со решавање на диференцијалната равенка во граници (N_b)_{t=0}=0, се добива изразот:

$$N_b = \frac{N_{0a}\lambda_a}{\lambda_b - \lambda_a} (e^{-\lambda_a t} - e^{-\lambda_b t})$$

Од последната равенка може да се види дека во рамнотежна состојба, односно кога нема промена на бројот на радиоактивни нуклеиди N_b во редот, може да се напише следното: $N_a\lambda_a = N_b\lambda_b$. Тоа важи за секој радионуклеид во редот и може општо во случај на рамнотежна состојба на редот да се напише: $N_i\lambda_i = \text{const.}$ или според првата равенка $N_i(t_{1/2}) = \text{const.}$ Активноста на сите радионуклеиди во редот се еднакви кога редот е во рамнотежна состојба.

Радиоактивните изотопи се произведуваат во нуклеарен реактор или во акцелератор со активација на примероци на неактивни материјали.

Ако, заради поедноставување, се претпостави дека некои вид на радиоактивни нуклеиди се произведуваат временски рамномерно во количина R атоми/s, може да се постави билансна равенка на бројот на атоми на радиоактивниот нуклеид n за време dt :

$$dn = -\lambda n dt + R dt$$

со интеграција се добива:

$$n = n_0 e^{-\lambda t} + \frac{R}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t})$$

n_0 = број на нуклеиди во време $t=0$

λ = константа на радиоактивен распад

ПРИМЕР 2.8.2.

Радиоактивниот изотоп на злато ^{198}Au има период на полураспад од 64,8 часа може да се добие од стабилен изотоп на злато ^{197}Au , со бомбардирање со неутрони во нуклеарен реактор. Фолија од ^{197}Au со маса 0,1 g се става во реактор и по 12 часа е измерена активност од $3,33 \times 10^{10}$ Bq.

Која максимална активност може да ја постигне фолијата?

Кој период треба да се зрачи фолијата за да се добие 80 % од максималната активност?

Решение:

Од равенката

$$n = n_0 e^{-\lambda t} + \frac{R}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t})$$

може да се добие промената на активноста на озрачениот примерок:

$$(n\lambda) = (n_0)\lambda e^{-\lambda t} + R(1 - e^{-\lambda t})$$

Затоа што почетната количина на радиоактивниот изотоп ^{198}Au е еднаква на нула ($n_0=0$) првиот член на десната страна се занемарува.

Константата на радиоактивен распад на ^{198}Au изнесува:

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \rightarrow \lambda = \frac{\ln 2}{t_{1/2}} = \frac{\ln 2}{64,8} = 0,0107 \text{ h}^{-1}$$

По замената се добива:

$$3,33 \times 10^{10} = R(1 - e^{-0,0107 \cdot 12})$$

Максималната активност на фолијата би била $R = 2,76 \times 10^{11}$ Bq.

80 % од максималната активност ($n\lambda = 0,8R$) се добива по озрачување на фолијата во период:

$$t = \ln(0,2) / 0,0107 = 150 \text{ h}$$

2.9. Енергија за врска на нуклеоните во јадрото

Нуклеарните јадра претставуваат цврсто поврзан систем на нуклеони (протони и неутрони). Силите кои ја осигуруваат стабилноста на атомските јадра се нуклеарните сили. Издвојување на нуклеонот од јадрото се изведува со доведување (трошење) на енергија. Потрошената енергија е поголема за издвојување на протони во однос на таа за издвојување неутрони. Протоните кои се набиени честички (позитивен полнеж) имаат висока потенцијална бариера за излегување од јадрото и се посилно врзани во јадрото од неутроните. [4,5,6,7]

При формирање на јадрото се ослободува енергија еднаква на онаа енергија која би требало да се доведе за дезинтеграција на јадрото. Секоја промена во природата кај која се ослободува енергија резултира со поголема енергетска стабилност. Тоа важи за нуклеарни и хемиски реакции, физички појави предизвикани под дејство на гравитацијата, електромагнетни полиња, внатрешни сили во материјалите и сл.

Според постулатите на модерната физика може да се заклучи дека материјата е неуништива и дека се појавува во два основни облици кои можат меѓусебно да бидат трансформирани. Тоа се маса и енергија. Со зголемување на енергијата мора да биде предизвикано намалување на масата и обратно.

Со Ајнштајновата (Einstein) специјална теорија на релативност е определен квантитативниот израз за еквивалентност (услови за трансформација) на масата и енергијата:

$$\Delta E = \Delta m \cdot c^2$$

ΔE = промена на енергијата на системот

Δm = промена на масата на системот

c = брзина на светлината ($2,9979 \times 10^8$ m/s)

Секоја промена на енергијата на системот е проследена со соодветна промена на масата, односно дефект на масата. Односот помеѓу дефектот на масата и промената на енергијата е висока големина (квадрат на брзината на светлината). Затоа што атомските јадра се постабилен систем во однос на системот на поединечни нуклеони кои го сочинуваат јадрото, нивното формирање мора да предизвика промена на масата. Дефектот на масата кој се појавува при формирање на јадрата се определува како разлика на збирот на масите на сите нуклеони кои го сочинуваат јадрото (Σm_{nu}) и масата на формираното јадро (m_j).

Ослободената енергија при формирање на јадрото според Ајнштајновата равенка е:

$$\Delta E = (\Sigma m_{nu} - m_j) \cdot c^2$$

ПРИМЕР 2.9.1.

Колкава енергија се ослободува при нуклеарната реакција на фузија во која со сврзување на тритиум (${}^3\text{H}$) и деутериум (${}^2\text{H}$) се добива хелиум ${}^4\text{He}$ и неутрон ?

Масите на нуклеидите во АЕМ се:

$$M({}^3\text{H})=3,016049$$

$$M({}^2\text{H})=2,014102$$

$$M({}^4\text{He})=4,002604$$

$$M(n)=1,008665$$

Решение:

Со претворање на масата со смената: $1\text{АЕМ}=1,660565 \times 10^{-27}$ kg се определува вредноста за енергијата:

$$\begin{aligned} \Delta E &= 1,660565 \times 10^{-27} (2,9979 \times 10^8)^2 = \\ &= 1,49241 \times 10^{-10} \text{ J} = 931,49 \text{ MeV} \end{aligned}$$

Дефектот на маса во разгледваната нуклеарна реакција е:

$$\begin{aligned} M({}^3\text{H}) + M({}^2\text{H}) - M({}^4\text{He}) - M(n) = \\ = 0,018882 \text{ АЕМ} \end{aligned}$$

Во нуклеарната реакција се изгубиле 0,375 % од почетната маса на честичките.

Ослободената енергија во нуклеарната реакција на фузија изнесува:

$$0,018882 \cdot 931,49 = 17,599 \text{ MeV}$$

Збирот на масите на нуклеоните се определува:

$$\Sigma m_{\text{nu}} = Z \cdot m_p + (A-Z) \cdot m_n$$

m_p , m_n = маса на протони и неутрони

Z = број на протони

A = број на нуклеони во јадрото

Енергијата која се ослободува при формирање на јадрото од поединечни нуклеони (или енергија која треба да се потроши за јадрата да се разбијат на неговите составни делови) е дефинирана како енергија за врска на нуклеоните во јадрото. Ако таа енергија квантифицирана со Ајнштајновата ρ -ка се подели со бројот на нуклеони (A), се добива просечната енергија за врска по нуклеон E_v . Просечната енергија за врска по нуклеон изразена во MeV во функција на атомската маса на јадрото A е прикажана на **сл. 2.8**.

Од **сл. 2.8** може да се види дека постои мал пораст на енергијата за врска кај лесните јадра, додека постигнување на максимум е кај јадрата со масен број A околу 60, а потоа се појавува пад кон тешките јадра. Максималната вредност на енергијата за врска по нуклеон изнесува приближно 8,8 MeV, а за ураниумот ($A=238$) се намалува на 7,6 MeV.

Врз основа на претходната анализа произлегува дека енергија може да се добие преку оние нуклеарни реакции од кои произлегуваат постабилни јадра, односно јадра кои имаат поголема енергија за врска по нуклеон.

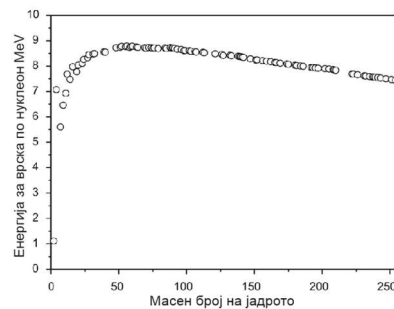
За ослободување на потенцијалната енергија содржана во атомските јадра се користат два типа на реакции:

1. Нуклеарни реакции на делење (фисија) на тешките јадра
2. Нуклеарни реакции на спојување (фузија) на полесни јадра

Двата вида на нуклеарните реакции доведуваат до создавање атомски јадра со поголема енергија за врска по нуклеон.

Кривата прикажана на **сл. 2.8** може приближно да биде претставена со полуемпириски израз, кој се користи за квантитативно определување на енергијата за врска на поединечни нуклеони:

$$E_v = 14A - 0,584 \frac{Z(Z-1)}{A^3} - 13,1A^{\frac{2}{3}} - 19,4 \frac{(A-2Z)^2}{A} - E_\sigma$$



Сл. 2.8. Енергија за врска по нуклеон во зависност од масениот број на јадрото

ПРИМЕР 2.9.2.

Колку изнесува дефектот на масата при согорување на 1 kg јаглен ?

Решение:

Дефектот на масата за 1 kg јаглен се определува:

$$\Delta m = \frac{3 \cdot 10^7}{(2,9979 \cdot 10^8)^2} = 3,338 \cdot 10^{-10} \text{ kg}$$

Потребно е да бидат согорени 3000 t јаглен со висока топлинска моќ за да се изгуби само 1 g од масата.

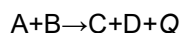
Првиот член на десната страна од равенката го вклучува влијанието на нуклеарната сила на енергијата за врска на нуклеонот. Оваа сила е пропорционална со бројот на нуклеони A . Вториот член го зема во обзир намалувањето на енергијата за врска поради електростатското одбивање на протоните. Електростатската сила е пропорционална на влијанието на секој полнеж на сите останати полнежи во јадрото, што е изразено со производот $Z(Z-1)$, а обратнопропорционално со радиусот на јадрото (радиусот зависи од $A^{1/3}$). Третиот член го вклучува влијанието на послабата врска на нуклеонот на површината на јадрото. Искуствено е покажано дека нуклеиди со ист број на протони и неутрони во јадрото (оние кај кои е $A=2Z$) се постабилни од нуклеидите со различен број на протони и неутрони. Овој ефект е прикажан со четвртиот член. Петтиот член ја зема во обзир причината за врзување на нуклеоните во парови за зголемување на стабилноста на атомското јадро. Јадрата со парен број протони и неутрони се постабилни од оние со непарен број.

Факторот E_{σ} во равенката зависи од бројот на протони Z и бројот на неутрони $A-Z$, а неговите вредности се:

- За парни вредности на Z и $A-Z$ $E_{\sigma} = -135/A$
- За непарни вредности на Z и $A-Z$ $E_{\sigma} = 135/A$
- За една парна и друга непарна вредност $E_{\sigma} = 0$

2.10. Нуклеарни реакции

Под нуклеарна реакција се подразбира процес со надворешно влијание на нуклеарното јадро кој предизвикува негова трансформација. Нуклеарната реакција е интеракција на два нуклеиди, нуклеиди и нуклеони или нуклеиди и γ -зраци. Во нуклеарните реакции може да се појават неколку нови материјални честичици или γ -зраци. На пример ако два нуклеиди A и B стапуваат во реакција од која произлегуваат нуклеиди C и D при измена на енергијата со околината Q (позитивна и негативна), равенката на таа нуклеарна реакција го има следниот изглед:



При пишување на равенката за која било нуклеарна реакција треба да се почитува правилото на зачувување на бројот на нуклеони A , збирот на елементарните полнежи Z , вкупната енергија (вклучително еквивалентната енергија на масите во мирување) и моментот на движење на честичките кои влегуваат во нуклеарната реакција. [4,5,6,7]

ПРИМЕР 2.9.3.

Да се определи енергијата за врска на изотопот на ураниум ^{235}U со користење на:

- а) полуемпириската формула
- б) билансот на масата на честичките

Решение:

а) Со замена на вредностите $A=235$, $Z=92$, $E_0=0$ во полуемпирискиот израз се добива:

$$E_v = 3290-792,3-498,9-214,7 = 1784,1 \text{ MeV}$$

Енергијата за врска по нуклеон на нуклеидот ^{235}U , изнесува:

$$1784,1 / 235 = 7,59 \text{ MeV}$$

б) Врз основа за податоците на масата на честичките:

$$M(^{235}\text{U}) \quad 235,0439 \text{ AEM}$$

$$\text{Неутроните } m_n \quad 1,008665 \text{ AEM}$$

$$\text{Протоните } m_p \quad 1,007277 \text{ AEM}$$

$$\text{Електроните } m_e \quad 0,000055 \text{ AEM}$$

Дефектот на масата при формирање на јадрото ^{235}U , изнесува:

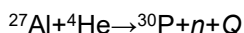
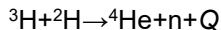
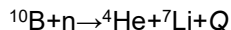
$$\Delta m = Z m_p + (A-Z) m_n - M(^{235}\text{U}) + Z m_e = 1,9153 \text{ AEM}$$

Енергетскиот еквивалент на дефектот на масата е:

$$931,48 \times 1,9153 = 1784,1 \text{ MeV или } 7,59 \text{ MeV/нуклеон}$$

Овој резултат е идентичен со резултатот добиен при користење на полуемпириската r -ка.

Примери на нуклеарни реакции:



Од наведените примери на нуклеарни реакции е очевидно зачувувањето на бројот на нуклеони и количеството на полнеж (збирот на атомските маси и поединечните полнежи останува непроменет). Измената на енергијата со околината Q се определува врз основа на дефектот на масата при нуклеарната реакција, односно од разликата на енергии за врска на нуклеидите пред и по реакцијата. Нуклеарните реакции со позитивна размена на енергијата (доведување на енергија) се нарекуваат егзотермни и обратно со негативна размена (одведување на енергија) ендотермни реакции.

Поголемиот број на нуклеарни реакции се предизвикани со бомбардирање на атомските јадра со елементарни честички (неутрони, протони, γ -кванти) или со други лесни јадра (^2H или ^4He , со вообичаена ознака d деутериум и α -честичка). Од нуклеарните реакции произлегуваат трансформирани атомски јадра со иста или друга елементарна честичка. Скратен облик на обележување на нуклеарните реакции е:

$A(a,b)B$

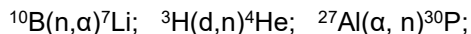
A = јадро пред нуклеарната реакција

a = честичка која ја предизвикала реакцијата

B = формирано јадро во реакцијата

b = елементарна честичка формирана во реакцијата

Врз основа на тоа можат да бидат дадени следните примери на нуклеарни реакции:



При анализата на нуклеарните реакции се применува поедноставно објаснување на физичките појави и воведување на поимот сложено јадро (се користи во физиката на нуклеарните реактори). Според тоа нуклеарната реакција може да се разгледува во две фази. Во првата фаза се формира сложено јадро од почетното јадро и честичката за напад. Во втората фаза доаѓа до распад на сложеното јадро на резултирачко јадро и излезна честичка.

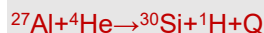
ПРИМЕР 2.10.1.

Потребно е да се доврши равенката за нуклеарната реакција:



Решение:

Затоа што јадрото на атомот на алуминиум има 13 протони, 2 на хелиум и 1 на водород, резултантното јадро мора да има 14 протони. Јадро со 14 протони е изотоп на силициум. Атомската маса на резултантниот нуклеид мора да биде $27+4-1=30$. Тогаш, бараната реакција е:



2.10.1. Нуклеарни реакции со неутрони

Во нуклеарната енергетика посебно се интересни нуклеарните реакции кои ги предизвикуваат неутроните. Според важноста за нуклеарната енергетика се применуваат следните нуклеарни реакции: [4,5,6,7]

Еластичен судир: Кај еластичниот судир помеѓу јадрата и неутроните доаѓа до распределба на количините на движење и кинетичките енергии на честичките. Анализата на оваа појава е слична како анализата на судир на еластични топчиња во класичната механика. Нуклеарната реакција на еластичен судир може да се означи како (n, n) реакција, затоа што неутронот е влезна и излезна честичка од јадрото.

Нееластичен судир: Неутронот при судирот со јадрото дел од својата кинетичка енергија ја претвора во енергија на возбуда на јадрото и по судирот од јадрото емитува неутрон и γ -зраци со енергија која одговара на делот на енергијата на неутронот потрошена за возбудата. Кај таквата нуклеарна реакција енергијата на излезниот неутрон е помала од таа која би се појавила при еластичен судир. Нуклеарната реакција на нееластичен судир се означува како $(n, n\gamma)$ реакција и често се појавува кај интеракцијата на неутрони кај тешките јадра.

Зафаќање на неутрони: Во многу нуклеарни реакции јадрото го заробува неутронот. Тогаш неутронот ја внесува во јадрото својата енергија за врска и својата кинетичка енергија. Таа енергија го возбудува јадрото и од него се емитува во вид на фотон, односно γ -квант. Поради тоа со нуклеарната реакција се заробува неутрон и се означува како (n, γ) реакција.

Фисија: Нуклеарната реакција на фисија настанува кога со зафаќање на неутрони се возбудува јадрото и се распаѓа на два фрагменти. Фисијата е основна реакција која се применува во нуклеарната енергетика, затоа што овозможува нејзина практична примена.

2.11. Ударни пресеци за нуклеарни реакции

При конкретни пресметки во нуклеарната енергетика е потребно да се знаат податоците за можноста за настанување одредени нуклеарни реакции. Параметарот со кој може да се пресмета зачестеноста на појавата на нуклеарните реакции се нарекува ударен пресек за соодветната нуклеарна реакција. Од интерес за нуклеарната енергетика се ударните пресеци за нуклеарни реакции со неутрони. [4,5,6,7]

Според сл. 2.9, сноп на неутрони паѓа нормално на плоча со дебелина x и во внатрешноста на материјалот со дебелина dx . Бројот на јадра во слојот материјал со пресек 1 m^2 е Ndx , ако со N се означи бројот на јадра по единица волумен m^3 на материјалот. Ако пресекот на едно јадро се означи со σ вкупниот пресек на јадрото во слојот dx ќе биде $N\sigma dx$.

Затоа што внатрешноста на пресекот од 1 m^2 нормално на насоката на движење на неутроните $N\sigma dx \text{ m}^2$ е зафатен со атомски јадра, тогаш веројатноста за колизија на еден неутрон со кое било јадро во внатрешноста на слојот dx ќе изнесува $N\sigma dx / 1 \text{ m}^2 = N\sigma dx$.

Ако се претпостави дека снопот на неутрони содржи n неутрони на m^3 кои се движат со брзина $v \text{ m/s}$, тогаш бројот на неутрони кои поминуваат низ слојот на материјал со дебелина dx ќе изнесува nv . Бројот на колизии на неутроните и јадрата во внатрешноста на слојот dx во единица време ќе изнесува $N\sigma nv dx$. Тогаш, бројот на колизии, односно бројот на нуклеарни реакции на неутрони со атомските јадра по m^3 ќе биде $N\sigma nv$.

Во нуклеарната физика големината на σ се нарекува микроскопски ударен пресек за одредена нуклеарна реакција. Ударниот пресек зависи од видот на јадрото, типот на нуклеарната реакција и енергијата на неутроните. Производот $N\sigma$ се обележува со Σ и има значење на збир на ударните пресеци на сите јадра во m^3 материјал. Оваа големина се нарекува макроскопски ударен пресек.

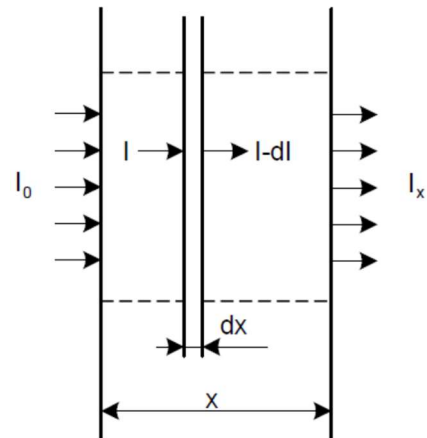
Бројот на нуклеарни реакции предизвикани од неутроните во материјалот по m^3 и секунда, е определен со изразот $nv\Sigma$. Единицата за микроскопскиот ударен пресек σ е m^2 , а за макроскопскиот ударен пресек Σ е m^{-1} (m^2/m^3).

Со цел определување на макроскопскиот пресек на некој изотоп е потребно претходно да се пресмета бројот на атоми на тој изотоп на 1 m^3 материјал. Бројот на атоми по килограм материјал е $0,6023 \times 10^{27}/A$, каде A е атомска маса на изотопот изразена во АЕМ. Бројот на атоми по единица волумен се определува:

$$N = \rho \frac{0,6023 \cdot 10^{27}}{A}$$

ρ = густина на материјалот

Атомската маса во изразот треба да биде изразена во атомски единици на маса, но кај поголем број на практични пресметки за A се користи бројот на нуклеони во јадрото. На пример за ^{235}U $A = 235,0439$, со заокружување на $A = 235$ се прави грешка од $0,018 \%$, што е сосема прифатливо.



Сл. 2.9. Премин на неутронска струја низ материјалите

Ударниот пресек е многу мал пресек на атомското јадро и користената единица m^2 е преголема мерна единица за таа големина. Затоа, е предложена посебна единица за макроскопските ударни пресеци, односно 1 b (barn) = $10^{-28} m^2$.

Производот $n\nu$ (го определува бројот на неутрони кои во една секунда поминуваат низ пресек со површина од $1 m^2$ е векторска големина позната под името неутронска струја I . При преминување низ материјалот неутронската струја се намалува. Затоа што бројот на нуклеарни реакции во материјалот со дебелина dx е еднаков на $N\sigma n\nu dx = \Sigma I dx$, може да се напише:

$$dI = -\Sigma I dx$$

Ако се изрази $(I)_{x=0} = I_0$ и се направи интеграција од $x = 0$ до x , се добива законот за промена на интензитетот на неутронската струја во зависност од дебелината на материјалот во макроскопскиот ударен пресек:

$$I = I_0 \cdot e^{-\Sigma x}$$

Во јадрото на нуклеарниот реактор неутроните се движат во различни насоки и во тој случај неутронската струја може да се изрази како векторска големина.

Во внатрешноста на материјалот се наоѓаат неутрони со густина n неутрони / m^3 , кои се движат со одредена брзина во сите насоки. Бројот на нуклеарни реакции предизвикани од секој неутрон во материјал со волумен $1 m^3$ во една секунда ќе изнесува $N\sigma n\nu$, што е еднаков број како да е тој неутрон дел од неутронската струја. За n неутрони е очигледно дека бројот на нуклеарни реакции ќе биде значително поголем, односно $n\nu N\sigma$ (исто како кај неутронската струја). Мора да се напомене дека $n\nu$ повеќе не е векторска туку скаларна големина. Оваа големина е многу битна за теоријата на нуклеарните реактори, позната под името проток на неутрони ϕ . Тоа значи дека бројот на нуклеарни реакции на m^3 материјал во секунда е $\phi \Sigma$. Димензијата на неутронскиот проток е $1/m^2s$ (почесто се користи $1/cm^2s$). Од претходното може да се заклучи дека ударните пресеци не треба да се разгледуваат како геометриска големина, туку како показател за веројатноста за изведување нуклеарни реакции.

За да може да се разликуваат ударните пресеци за нуклеарните реакции на атомските јадра со неутрони, воведени се соодветни ознаки за ударните пресеци:

- | | |
|--------------------------|----------------------------|
| - Еластичен судир | σ_s, Σ_s |
| - Нееластичен судир | σ_{ie}, Σ_{ie} |
| - Заробување на неутрони | σ_c, Σ_c |
| - Фисија | σ_f, Σ_f |

ПРИМЕР 2.10.1.

Сноп на неутрони со интензитет 5×10^{12} неутрони/ m^2s и пресек $10^{-5} m^2$ нормално паѓа на графитна плоча изработена од изотоп на јаглерод ^{12}C . Дебелината на плочата е $0,0005 m$, а густината на графитот е $1600 kg/m^3$. Вкупниот ударен пресек на ^{12}C е $2,6 \times 10^{-28} m^2$. Колку нуклеарни реакции настануваат во внатрешноста на плочата? Колкава е веројатноста дека еден неутрон ќе предизвика нуклеарна реакција?

Решение:

Бројот на атоми во m^3 графит е:

$$N = \frac{0,6023 \cdot 10^{27}}{12} \cdot 1600 = 8,03 \cdot 10^{28}$$

Вкупниот макроскопски ударен пресек е:

$$\Sigma = 2,6 \times 10^{-28} \cdot 8,03 \times 10^{28} = 20,9 m^{-1}$$

Ако со f се означи пресекот на снопот, а со δ дебелината на плочата, бројот на интерации во секунда изнесува:

$$If\delta\Sigma = 5 \times 10^{12} \cdot 10^{-5} \cdot 0,0005 \cdot 20,9 = 5,2 \times 10^5$$

Бројот на неутрони кои во секунда влегуваат во плочата е:

$$If = 5 \times 10^5$$

Веројатноста за интерација на еден неутрон со атомот на графитот изнесува:

$$5,2 \times 10^5 / 5 \times 10^7 = 1,04 \times 10^{-2}$$

Често се сретнува и нуклеарната реакција на апсорпција на неутрони, која претставува збирна нуклеарна реакција кај која се губи неутрон кој ја предизвикал таа реакција. Неутронот се губи и кај реакцијата на фисија и кај реакцијата на заробување на неутрони. Ударниот пресек кај оваа нуклеарна реакција може да се изрази:

$$\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f \text{ или } \Sigma_a = \Sigma_c + \Sigma_f$$

Кај голем број на пресметки се користи поимот на вкупен ударен пресек за нуклеарна реакција. Вкупниот ударен пресек е збир на ударните пресеци за сите нуклеарни реакции кои е можно да се изведуваат во конкретниот материјал под дејство на енергијата на неутроните.

Слободен пат на неутроните – Ако со λ се означи слободниот пат на неутроните помеѓу две сукцесивни нуклеарни реакции, бројот на слободни патишта во секунда по неутрон изнесува v/λ (каде v е просечна брзина на неутронот). Со земање предвид дека во единица волумен има n неутрони, бројот на слободни патишта на тие неутрони во единица време ќе изнесува $n v/\lambda = \phi/\lambda$. Тој број мора да е идентичен со бројот на нуклеарни реакции по единица волумен и единица време, односно $\phi/\lambda = \phi\Sigma$ или $\lambda = 1/\Sigma$.

2.11.1. Зависност на ударните пресеци од енергијата на неутроните

Од примарен интерес се ударните пресеци на нуклеарните реакции со неутрони со енергии присутни кај нуклеарните реактори. Неутроните во нуклеарниот реактор се резултат на фисијата на јадрата на ураниум и плутониум, а нивните енергии се менуваат во широк дијапазон. Подрачјето на енергиите го опфаќа целиот спектар, од енергии на фисионите неутрони со просечна енергија од околу 2 MeV до енергии на забавените, односно термичките неутрони. Енергијата на термичките неутрони е променлива и зависи од температурата во реакторот и изнесува неколку eV или помалку. Под поимот енергија на неутроните во реакторот не се подразбира еднозначна вредност, туку распределба на енергијата во некое енергетско подрачје. Кај секоја распределба на енергии се разликува најверојатна и просечна енергија. [4,5,6,7]

Ударните пресеци се намалуваат кога енергијата на неутроните расте. Оваа појава се случува поради тоа што веројатноста за случување на реакцијата се зголемува со времето на задржување на неутроните во енергетското поле на јадрата. Тоа време е обратнопропорционално со брзината на

ПРИМЕР 2.10.2.

Термички неутрони со просечна енергија од 0,0253 eV се апсорбираат во изотоп на ураниум ^{235}U . Предизвиканите нуклеарни реакции може да бидат фисија на атомите или заробување на неутроните (n, γ реакција). Содветните ударни пресеци се за фисија $582 \times 10^{-28} \text{ m}^2$, а за заробување на неутроните $99 \times 10^{-28} \text{ m}^2$.

Колкава е веројатноста дека апсорпцијата на неутрони ќе резултира со фисија на нуклеидот ^{235}U ?

Решение:

Релативната веројатност за предизвикување некоја нуклеарна реакција е однос на ударниот пресек на конкретната реакција и збирот на ударни пресеци на сите нуклеарни реакции кои истовремено се случуваат. Според тоа веројатноста дека апсорпцијата на неутрони со енергија 0,0253 eV ќе резултира со фисија на ^{235}U е:

$$\frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_c} = \frac{582}{582 + 99} = 0,855 \text{ (85,5\%)}$$

неутроните, односно обратнопропорционална со квадратниот корен на енергијата на неутроните.

2.11.1.1. Ударен пресек за апсорпција на неутроните

Кај голем број на нуклеиди, а особено кај оние со масен број $A > 100$, зависноста од енергијата на ударниот пресек за апсорпција на неутроните може да се подели на три енергетски подрачја:

1. Подрачје на многу ниски енергии на неутроните ($< 0,1$ eV)

Во тоа подрачје ударниот пресек за апсорпција на неутроните е обратнопропорционален на брзината на неутроните ($\sigma_a \approx 1/v \approx E^{-1/2}$). Поради тоа ова енергетско подрачје се нарекува „ $1/v$ подрачје“.

2. Подрачје на резонантни енергии на неутроните

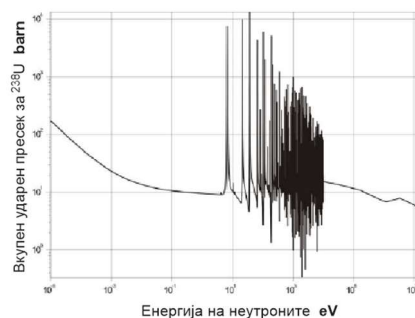
Подрачјето на резонантни енергии на неутроните за тешки нуклеиди го опфаќа подрачјето од 0,1 до 1000 eV. Кај лесните нуклеиди резонантното подрачје на енергии е со многу повисока енергија од неколку MeV. Резонантната област се карактеризира со брзо зголемување на ударните пресеци кај некои дискретни енергии на неутроните (пр. ^{238}U). Кај некои нуклеиди (^{114}Cd , ^{197}Au) појавата на резонанција се манифестира само при една енергија на неутроните. Други нуклеиди пак се карактеризираат со многу изразена резонантна апсорпција во пошироко подрачје на енергии на неутроните (тука спаѓаат изотопите на ураниум и плутониум). Појавата на резонантни апсорпции со брзо зголемување на ударните пресеци може да се објасни со моделот на сложено јадро. Со навлегување на неутроните во јадрото се формира сложено јадро со значително возбудена состојба. Кога енергијата која неутронот ја внесува во јадрото ќе се изедначи со енергијата потребна јадрото да го постигне едно од своите дискретни енергетски нивоа, брзо расте апсорпцијата на неутроните на таа енергија.

Ударните пресеци за апсорпција на неутроните кај резонантните енергии за некои нуклеиди се многу големи, на пример (сл. 2.10.):

$\sigma_a = 20000 \times 10^{-28} \text{ m}^2$, за ^{113}Cd при енергија на неутроните 0,17 eV;

$\sigma_a = 3400000 \times 10^{-28} \text{ m}^2$, за ^{135}Xe при енергија на неутроните 0,7 eV;

$\sigma_a = 7000 \times 10^{-28} \text{ m}^2$, за ^{238}U при енергија на неутроните 6,7 eV;



Сл. 2.10. Вкупен ударен пресек на ^{238}U

3. Подрачје на повисоки енергии на неутроните

Ударните пресеци за апсорпција на неутроните бргу се смалуваат при енергии на неутроните повисоки од резонантните енергии, особено за тешки јадра со повисоки енергии од 1 MeV, и попримаат вредности блиски на геометриските пресеци на јадрата.

2.11.1.2. Ударен пресек за еластичен судир

Ударниот пресек за еластичен судир кај пониските енергии е главно константен (независен од енергијата на неутроните). За сите нуклеиди овој ударен пресек е мал со вредност $<10 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ и е од ист ред на големина како геометрискиот пресек на јадрото. Кај високите енергии на неутроните пресекот може да покаже појава на резонанција. Ударниот пресек за еластичен судир е многу висок кај водородот. Вредностите се движат околу $20 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ кога водородот не е хемиски врзан, сè до $100 \times 10^{-28} \text{ m}^2$ кога водородот е хемиски врзан.

2.11.1.3. Ударен пресек за нееластичен судир

Условот за нуклеарна реакција за нееластичен судир е можност за возбудување на јадрото. Затоа, кај оваа нуклеарна реакција постои долен праг на енергијата на неутроните под која ударниот пресек е еднаков на нула. Прагот на енергијата е повисок кај лесните јадра. Пример е енергијата на прагот на нуклеарните реакции при нееластичен судир за ^{12}C е 4,8 MeV и за ^{238}U е многу помала 44 keV.

2.11.1.4. Ударен пресек за фисија

Влијанието на ударниот пресек за фисија според енергијата на неутроните е приближно иста како енергијата на ударниот пресек за апсорпција на неутроните. И во овој случај се разликуваат три енергетски подрачја:

1. Подрачје на неутрони со многу ниска енергија во кое важи изразот $1/v$ за зависноста на ударниот пресек за фисија.
2. Подрачје на резонантни енергии кое се карактеризира со брзо зголемување на ударниот пресек за низа на дискретни енергии на неутроните.
3. Подрачје со високи енергии на неутроните во која ударните пресеци за фисија се намалуваат на многу мали вредности.

ПРИМЕР 2.10.3.

Ударниот пресек за еластичен судар на нуклеидот ^{12}C за неутрони со ниски енергии ($<0,01 \text{ MeV}$) изнесува $4,8 \times 10^{-28} \text{ m}^2$. Да се определи односот на радиусот на нуклеидот кој би резултирал од овој ударен пресек и неговиот вистински радиус?

Решение:

Површината на јадрото која е под дејство на неутронот е: $r^2\pi$.

Ако се замени:

$r^2\pi = 4,8 \times 10^{-28}$, се добива за радиусот:

$$r = 1,24 \times 10^{-14} \text{ m.}$$

Од друга страна со директна примена на изразот:

$$r = 1,25 \cdot 10^{-15} \cdot A^{1/3} \text{ m}$$

се добива: $r = 2,86 \times 10^{-14} \text{ m.}$

Од ова следи дека радиусот на нуклеидот ^{12}C кој би резултирал од ударниот пресек за еластичен судир е 4,33 пати поголем од неговиот вистински радиус.

За пример на сл. 2.11 се прикажани ударните пресеци за фисија на изотопите ^{235}U и ^{239}Pu , како најважни изотопи кои се применуваат во нуклеарната енергетика.

Ударниот пресек за фисија е еднаков на нула под прагот на енергијата за фисија, кога енергијата на неутроните е доволна да предизвикаат фисија. На сл. 2.12 е прикажана зависноста на ударниот пресек за фисија на ^{238}U од енергијата на неутроните. Прагот на фисија се појавува кај енергија на неутроните од приближно 1 MeV.

2.11.2. Ударни пресеци за апсорпција на термичките неутрони

Термичките неутрони се битни за одржување на нуклеарните реакции во нуклеарната енергетика. Термичките неутрони, кои се наоѓаат во термичка рамнотежа со околниот материјал се забавени. Во нуклеарните реактори термичките неутрони се појавуваат со забавување на брзите (фисиони) неутрони. [4,5,6,7]

Во слабо апсорбирачка средина кинетичката енергија на неутроните се распределува според законот на Maxwell-Boltzmann, изведен за кинетичката теорија на гасови, односно:

$$\frac{dn}{n} = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} e^{-E/kT} E^{1/2} dE$$

dn = број на неутрони помеѓу енергиите E и $E+dE$

n = вкупен број на термички неутрони

k = Болцманова константа = $1,38 \times 10^{-23}$ J/K = $8,617 \times 10^{-5}$ eV/K

T = термодинамичка (апсолутна) температура

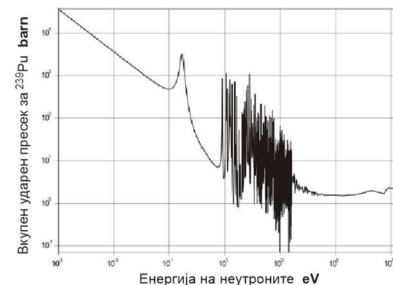
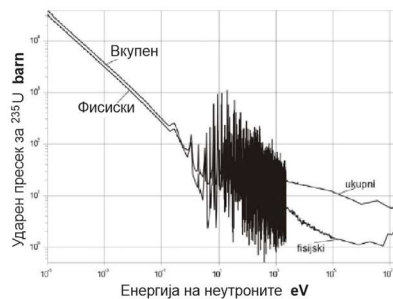
Ако во овој израз dn се замени со $n(E)dE$ каде $n(E)$ е број на неутрони по единица на енергетскиот интервал се добива:

$$\frac{n(E)}{n} = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} e^{-E/kT} E^{1/2}$$

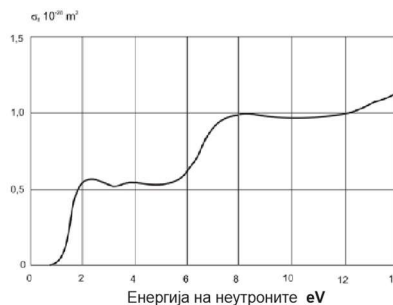
Оваа равенка се користи за определување на распределбата на бројот на неутрони во функција од нивната енергија при зададена температура. Распределбата на енергијата за две одбрани температури 1000 K и 300 K е прикажана на сл. 2.13.

Брзината на неутроните може да се определи со помош на неговата енергија $v = (2E/m)^{1/2}$. Ако се замени масата на неутроните $m = 1,67 \times 10^{-27}$ kg, со земање во обзир на енергијата на неутроните E во eV ($1\text{eV} = 1,6 \times 10^{-19}$ J) се добива изразот:

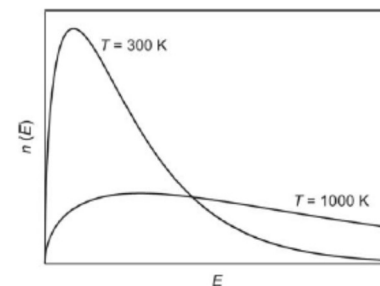
$$v = 1,38 \times 10^4 (E)^{1/2} \text{ m/s}$$



Сл. 2.11. Вкупен ударен пресек и ударен пресек за фисија на изотопите ^{235}U и ^{239}Pu



Сл. 2.12. Ударен пресек за фисија на ^{238}U



Сл. 2.13. Распределба на бројот на термички неутрони во функција од енергијата

Енергијата на неутроните кај која при зададена температура бројот на неутрони на единечен енергетски интервал $n(E)$ постигнува максимум и е најверојатната енергија во спектарот. Зависноста на најверојатната енергија од температурата е определена со изразот:

$$E_m = kT/2$$

Просечната енергија на неутроните E_s при одредена температура се определува:

$$E_s = \frac{1}{n} \int_0^{\infty} n(E) E dE$$

Со замена на изразот за $n(E)$ при одредена температура се добива:

$$E = \frac{2\pi}{(\pi kT)^2} \frac{3}{2} \Gamma\left(\frac{3}{2}\right) (kT)^{5/2} = \frac{3}{2} kT$$

при тоа земено е гама функцијата да е $\Gamma\left(\frac{3}{2}\right) = \frac{\pi^{1/2}}{2}$

Просечната најверојатна енергија на неутроните во спектарот е директно пропорционална на апсолутната температура, а просечната енергија е трипати поголема.

Просечните брзини на неутроните v_s можат да се изразат преку просечната енергија и/или температурата:

$$v = 1,38 \times 10^4 (E_s)^{1/2} = 156,9 (T)^{1/2}$$

Просечните брзини на неутроните при различни температури се:

T K	v_s m/s
300	2718
400	3138
500	3508
1000	4962

Ударните пресеци за апсорпција на неутроните на голем број нуклеиди се обратнопропорционални со брзината на неутроните ($1/v$ апсорбери), од што произлегува:

$$\Sigma_a(E) = \Sigma_0(E_0) \frac{v_0}{v}$$

$\Sigma_0(E_0)$ и v_0 = ударен пресек и брзина на неутроните при референтна енергија E_0

Бројот на апсорбирани неутрони/ m^3s се определува:

$$\int_0^{\infty} n(E)v\Sigma_a(E)dE = \Sigma_a(E_0)v_0 \int_0^{\infty} n(E)dE = \Sigma_a(E_0)v_0n$$

Од изразот може да се види дека кај $1/v$ апсорберите бројот на апсорбираните неутрони на единица волумен не зависи од енергијата на неутроните.

Протоколот на термичките неутрони се определува:

$$\Phi = \int_0^{\infty} n(E)v dE$$

Ако во овој израз се внесе $n(E)$ од изразот за распределба на енергиите на термичките неутрони на Maxwell-Boltzmann и ако се замени брзината на неутроните $v = (2E/m)^{1/2}$ поинтегрирање се добива следниот израз:

$$\Phi = 2n \left(\frac{2kT}{m\pi} \right)^{1/2}$$

При пресметката на апсорпцијата на термичките неутрони е потребно да се знае просечната вредност на ударниот пресек за соодветната нуклеарна реакција. Просечниот пресек за апсорпција на термичките неутрони Σ_{as} може да се определи од следниот израз:

$$\Sigma_{as}\Phi = \int_0^{\infty} n(E)v\Sigma_a(E)dE = \Sigma_a(E_0)v_0n$$

Ако се земе предвид дека $v = (2kT_0/m)^{1/2}$ и се замени во изразот за Φ , по средување се добива:

$$\Sigma_{as} = \Sigma_a(E_0) \frac{\pi^{1/2}}{2} \left(\frac{T_0}{T} \right)^{1/2}$$

Со оваа равенка може да се определи просечниот ударен пресек за апсорпција на термичките неутрони во зависност од температурата T и референтниот пресек $\Sigma_a(E_0)$ на температура T_0 . Во нуклеарната физика обично се мерат ударните пресеци при референтна енергија на неутроните од $kT = 0,0253$ eV. Оваа енергија одговара на референтна температура од 293,61 K и брзина на неутроните од 2200 m/s.

Во таб. 2.2 и 2.3 се прикажани карактеристичните ударни пресеци на изотопите на ураниум и плутониум за различни нуклеарни реакции.

Таб. 2.2. Ударни пресеци на изотопите на ураниум и плутониум за нуклеарни реакции со неутрони со енергија од 0,0025 eV:

	$\sigma_a (10^{-28} \text{ m}^2)$	$\sigma_f (10^{-28} \text{ m}^2)$
^{233}U	588.8	531.1
^{235}U	680.8	582.2
^{238}U	2.71	-
^{239}Pu	1011.3	742.5
^{241}Pu	1377.0	1009.0

Таб. 2.3. Ударни пресеци во 10^{-28} m^2 за нуклеарни реакции со фисиони неутрони:

	σ_f	σ_{ie}	σ_c
^{235}U	1.32	1.05	0.40
^{238}U	0.29	2.46	-
^{239}Pu	1.92	-	0.45
^{241}Pu	2.04	-	0.45

Претходните равенки за ударниот пресек на нуклеарните реакции со термички неутрони се изведени под претпоставка дека во подрачјето на термичките неутрони важи зависноста $1/v$ на ударниот пресек од брзината на неутроните. Доколку постои отстапување од оваа зависност, при пресметка на апсорпционите ударни пресеци, односно ударните пресеци за фисија, потребно е добиените резултати да се помножат со фактори за корекција g_a и g_f , со вредности за некои изотопи на ураниум и плутониум прикажани во таб. 2.4 во зависност од температурата (од 293 до 1273 K).

Таб. 2.4. Фактори за корекција на ударните пресеци за апсорпција на неутроните и фисија:

T	^{235}U		^{238}U	^{239}Pu	
	g_a	g_f	g_a	g_a	g_f
293	0.9780	0.9759	1.0017	1.0723	1.0487
372	0.910	0.9581	1.0031	1.1611	1.1550
473	0.9457	0.9411	1.0049	1.3388	1.2528
673	0.9294	0.9208	1.0085	1.8905	1.6904
873	0.9229	0.9108	1.0122	2.5321	2.2037
1073	0.9182	0.9036	1.0159	3.1006	2.6595
1273	0.9118	0.8956	1.0198	3.5353	3.0079

ПРИМЕР 2.10.4.

Во нуклеарен реактор кој работи со 3 % збогатен ураниум, интегралниот проток на термичките неутрони изнесува $5 \times 10^{17} \text{ n/m}^2\text{s}$. Горивото на реакторот UO_2 е со просечна густина 10500 kg/m^3 . Колку изнесува апсорпцијата на термичките неутрони во изотопот ^{238}U по единица волумен при температура од 1200 K?

Решение:

Микроскопскиот ударен пресек во изотопот ^{238}U за апсорпција на неутроните при брзина 2200 m/s од таб. 2.2 изнесува $2,71 \times 10^{-28} \text{ m}^2$.

Атомската маса на ^{238}U изнесува 238,0508 АЕМ.

Бројот на атоми на ^{238}U на 1 m^3 гориво приближно изнесува:

$$0,97 \frac{0,603 \cdot 10^{27}}{238+32} \cdot 10500 = 2,27 \cdot 10^{28}$$

Во оваа р-ка атомските маси на ураниум и кислород се заокружени на 238 и 16.

Макроскопскиот ударен пресек на ^{238}U за апсорпција на неутроните при брзина од 2200 m/s, изнесува:

$$2,71 \times 10^{-28} \cdot 2,27 \times 10^{28} = 6,16 \text{ m}^{-1}$$

Просечниот макроскопски ударен пресек за апсорпција на термичките неутрони на ^{238}U при температура 1200 K, изнесува:

$$\Sigma_{as} = \Sigma_a(E_0) \frac{\pi^{1/2}}{2} \left(\frac{T_0}{T} \right)^{1/2} =$$

$$1,0183 \cdot 6,16 \cdot 0,886 \cdot 0,495 = 2,75 \text{ m}^{-1}$$

Факторот за корекција g_a ^{238}U се определува со интерполација од таб.2.4. Референтната температура $T_0 = 293,6 \text{ K}$.

Бројот на апсорбирани неутрони n во ^{238}U при температура 1200 K, изнесува:

$$n = \Phi \Sigma_{as} = 5 \times 10^{17} \cdot 2,75 = 1,375 \times 10^{18} \text{ n/m}^2\text{s (неутр./ m}^2\text{s)}$$

3

ФИЗИКА НА НУКЛЕАРЕН РЕАКТОР

3.1. Физика на активната зона (јдрото)

Задача на физиката на нуклеарниот реактор е да даде соодветен предлог за конфигурација на материјали во активната зона, која би обезбедила одржување на нуклеарната реакција и соодветно производство на топлинска енергија при соодветни економски услови.

Усвојувањето на физичките параметри на активната зона на енергетските реактори се прави заедно со останатите технички, економски и топлински големини, кои се меѓусебно зависни (поврзани) и ограничени. Степенот на поедноставување, а со тоа соодветниот избор на параметрите, зависи од експерименталните подлоги и начинот на пресметка. [8,9,10,11]

3.1.1. Верижна реакција

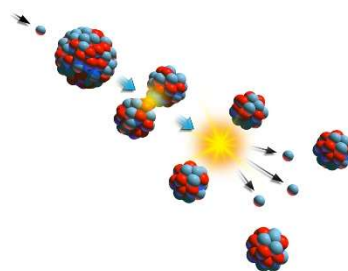
Во секоја активна зона на термичките реактори се користат материјали кои можат да се поделат во 4 групи:

- материјал за распад,
- конструктивен материјал,
- модератор,
- средство за ладење.

При распад на еден ^{235}U со термички неутрони во просек се формираат 2,5 неутрони и реактивни продукти. За одржување на нуклеарната реакција потребно е предложената конфигурација и избраните материјали да обезбедат барем еден распад, односно 1 неутрон потребен за следната реакција (η , f). Тоа значи дека за паразитска реакција и загуба на неутрони може да се искористат 1,5 неутрони. Паразитска реакција во активната зона претставува секоја апсорпција во материјалите за конструкција, средството за ладење, модераторот или во ураниумот, односно реакција која не предизвикува распад. На големината на загубата на неутрони од активната зона влијае внатрешниот распоред на геометријата на активната зона, дебелината и квалитетот на реакторот.

Условот за одржување на верижната реакција се изразува со **коэффициент на мултипликација (коэффициент на множење на неутроните) k** , кој се дефинира како однос на бројот на неутрони на една реакција и бројот на неутрони од претходната генерација. Во зависност од вредноста на коэффициентот на мултипликација можат да се појават три состојби:

- $k < 1$, системот е **поткритичен**, а верижната реакција не може да се одржи. Доколку претходниот систем бил критичен бројот на распади експоненцијално се намалува.



Верижна реакција

- $k=1$, системот е **критичен**, а бројот на распади е константен.
- $k>1$, системот е **наткритичен**, а бројот на распади експоненцијално расте. Во оваа состојба системот може да остане многу краток период.

3.1.2. Коефициент на мултипликација на неутроните

Во првата фаза на пресметка на термичките реактори се определува коефициентот на мултипликација во бесконечен простор, односно k_{∞} . Коефициентот на мултипликација се состои од 4 членови кои се определуваат:

1. Првиот член η е дефиниран како просечен број на брзи неутрони кои се појавуваат при распад со апсорпција на еден неутрон во горивото:

$$\eta = v \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a}$$

2. Спектрумот на неутроните, кој настанува при распад (спектрум при распаѓање) е со просечна вредност на енергијата од $3,2 \times 10^{-13}$ J. Брзите неутрони со енергија поголема од $1,76 \times 10^{-13}$ J, можат да предизвикаат распад на ^{238}U . Почетниот број на неутрони η под дејство на распадот на брзите неутрони се зголемува за вредност $\varepsilon \eta$. Вредноста на ε се нарекува **коефициент на мултипликација на брзите неутрони**.
3. Во процесот на забавување настанува апсорпција на неутроните. При повисоки енергии апсорпцијата е занемарлива, но со понатамошно забавување, неутроните влегуваат во подрачјето на резонанса во која апсорпцијата расте. Најголема апсорпција е (n, γ) за ^{238}U . **Можноста за ненастанување на резонантно зафаќање** се означува со p , а претставува однос на бројот на неутрони кои при забавувањето не биле зафатени и вкупниот број на настанати неутрони. Бројот на неутрони кои се забавуваат при еден распад се определува $\varepsilon \eta p$.
4. Забавените неутрони до топлинското (термичкото) подрачје дефундираат сè додека не бидат апсорбирани. Апсорпцијата може да се појави во модераторот, горивото, материјалите за конструкција и средството за ладење. Влијанието на апсорпцијата се нарекува **коефициент на термичко искористување на неутроните** f , и претставува однос на бројот на топлински неутрони апсорбирани во горивото и вкупниот број на апсорбирани топлински неутрони.

Збирот на сите членови покажува колку неутрони при еден распад се зачувуваат за наредните распади:

$$k_{\infty} = \varepsilon \eta p f$$

Претходната претпоставка е направена за бесконечен систем. Кај конечен систем во коефициентот на мултипликација треба да се додаде член за загуба (бегање) на неутрони од системот. Тој случај е дефиниран со ефективниот коефициент на мултипликација:

$$K_{\text{ef}} = k_{\infty} P$$

P = вкупна можност дека при забавувањето и при дифузијата нема да има загуба на неутрони од системот

Условот за критичност кај конечен систем е:

$$k_{\infty} P = 1$$

Од равенката може да се види дека P мора да има соодветна минимална вредност за системот да биде критичен. Во тој случај ефективниот коефициент на мултипликација е сличен на вредноста k_{∞} , но вредноста на бројот на неутрони од една генерација мора да е соодветно конечна.

Коефициентот на мултипликација k_{∞} спаѓа во групата на битни параметри на активната зона, затоа што неговата вредност има влијание на моќта и работниот век на активната зона. Затоа при проектирање на активната зона треба да се избере соодветна оптимална вредност на овој параметар. Постојат повеќе начини со кои се влијае на вредноста на k_{∞} од кои најбитни се:

- Од сите четири членови во p -ката за коефициентот на мултипликација, членовите ε и η се поголеми од единица, а p и f се помали од единица. Вредностите на ε и η се определени со горивото, а конфигурацијата на активната зона е тешко променлива. Затоа, може да се изврши влијание само на членовите p и f . Најголемо влијание може да се очекува при промена на односот на горивото и модераторот. Со зголемување на количеството на гориво во јадрото се зголемува коефициентот на топлинско искористување, но се намалува веројатноста дека неутронот нема да биде резонантно зафатен.
- Битно влијание врз коефициентот на мултипликација има степенот на збогатување на горивото, односно зголемување на бројот на јадра на ^{238}U од 0,714% на повисока вредност (се зголемува вредноста на η).

- Ефективниот коефициент на мултипликација може да се промени со промена на загубата на неутрони од активната зона. Треба да се има предвид дека загубата на неутрони се појавува кај погорните слоеви на активната зона и зависи од нејзината површина, а бројот на распади кој го дефинира вкупниот број на неутрони, зависи од волуменот на активната зона.

За да се намали загубата на неутрони е потребно да се намали односот на површината и волуменот на активната зона. Тоа се постигнува со зголемување на димензиите на реакторот. Доколку делумно или целата активната зона се обиколи со рефлектор, се овозможува враќање на термичките и брзите неутрони кои го напуштиле просторот на множење во активната зона.

3.1.3. Реактивност на реакторот

Од практични причини коефициентот на мултипликација треба да има вредност поголема од единица. Вредноста при која k_{∞} е поголема од единица, се нарекува **вишок на коефициентот на мултипликација**:

$$\Delta k = k - 1 = \delta k$$

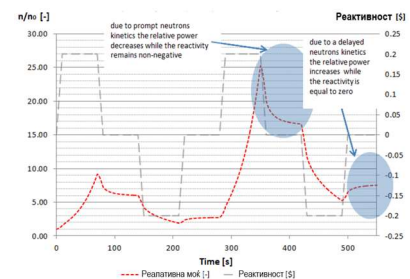
Со оваа вредност е поврзан друг параметар на активната зона, кој се нарекува **реактивност на реакторот**:

$$\rho = \frac{\delta k}{k}$$

При работата на реакторот се намалува реактивноста на активната зона на следните начини:

- со намалување на бројот на јадра во материјалот за распад во активната зона,
- со труење на реакторот, која претежно се прави со изотопот ^{135}Xe (подоцна објаснето),
- со замор на реакторот,
- со зголемување на концентрацијата на јадрата на изотопот ^{135}Xe по запирање на реакторот.

При работа на реакторот потребно е реактивноста да се менува, за што се наменети работните регулациони прачки, кои овозможуваат дополнителна апсорпција на неутрони и зголемување на загубата на неутрони од активната зона. Тоа предизвикува промена на протокот на неутрони и ја намалува вредноста на ефективниот коефициент на мултипликација. [8,9,10,11]



Циклична промена на реактивноста и релативната моќ на реакторот

3.1.4. Критична состојба на реакторот

Како пример ќе биде разгледана критичната состојба на термички реактор со сите физички параметри. За активната зона и понатаму ќе важат следните претпоставки:

- при пресметката ќе бидат користени ρ -ките на Ферми и дифузно приближување,
- активната зона е хомогена без рефлектор со облик на бесконечна плоча со зададена дебелина во рамнината YZ.
- надворешниот извор на неутрони е идеализиран, во средната рамнина со реакторот и енергијата на неутроните еднаква на енергијата на спектралниот распад.

Дифузијата на неутрони во активната зона може да се изрази со ρ -ката на дифузија (ρ -ка за зачувување на неутроните):

$$D\nabla^2\Phi(r,t) - \Sigma_a\Phi(r,t) + \rho q(r,\tau,t) = \frac{1}{v} \frac{\delta\Phi(r,t)}{\delta t}$$

$\Phi(r,t)$ = проток на термички неутрони на местото r и време t ,

τ = старост на термичките неутрони,

$q(r,\tau,t)$ = густина на забавување.

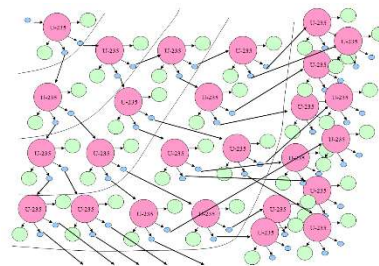
Дел од неутроните се апсорбираат во резонантното подрачје, што влијае на пресметката на можноста ρ . Густината на забавување може да се определи од ρ -ката на староста:

$$\nabla^2\Phi(r,\tau,t) = \frac{\delta q(r,\tau,t)}{\delta \tau}$$

При ограничување $\tau = 0$, кога густината на забавување е еднаква на вкупната издашност на изворот на неутрони:

$$q(r,0,t) = \frac{k}{\rho} \Sigma_a \Phi(r,t) + S(r)$$

Од условот се добива врската помеѓу густината на забавување, протокот на термички неутрони и надворешниот извор. Времето на забавување е обично помало од времето на дифузија и затоа задачата може да се поедностави, односно вредноста на $q(r,\tau,t)$ за сите вредности на τ е условена само со промената на протокот на неутрони. Други ограничувања кои важат за површината на реакторот се: екстраполираната граница на протокот на неутрони и густината на забавување ќе бидат еднакви на нула, односно екстраполираната оддалеченост ќе изнесува $0,71\lambda_t$. Транспортната должина λ_t зависи од енергијата на неутроните. [8,9,10,11]



Критична состојба на реакторот

Ако се применат овие ограничувања на екстраполираната оддалеченост на плочест реактор со дебелина $d/2$ протокот ќе изнесува нула, се пресметува следната константа:

$$B^2 = B_n^2 = \left(\frac{\pi \cdot n}{d}\right)^2$$

На секоја вредност на B_n^2 одговара соодветно решение, а основното решение е при $n = 1$. Решението на равенката за старост претставува збир на сите партикуларни решенија:

$$q(r, \tau, t) = \sum_{n=1}^{\infty} A_n \cos\left(\frac{\pi \cdot n}{d} x\right) e^{-B_n^2 \tau} \cdot T_n(t)$$

Со додавање на равенката за дифузија на Φ при $\tau = 0$, а за q се добива едноставна диференцијална р-ка во која се воведуваат нови константи:

$$l_n = \frac{1}{\Sigma_a \cdot v} \cdot \frac{1}{1 + L^2 B_n^2}$$

$$k_n = \frac{k_{\infty} e^{-B_n^2 \tau}}{1 + L^2 B_n^2}$$

Конечниот облик на диференцијалната р-ка е:

$$\frac{dT_n(t)}{dt} = \frac{k_n - 1}{l_n} T_n(t) + \frac{S_n}{l_n A_n}$$

Решението при $k_n - 1 \neq 0$ има облик:

$$\Phi(x, t) = \frac{\rho}{k \cdot \Sigma_a} \sum_{n=1}^{\infty} \left[A_n \cdot e^{(k_n - 1) \frac{t}{l_n}} + \frac{k \cdot e^{-B_n^2 \tau}}{1 + L^2 B_n^2} \cdot \frac{S_n}{1 - k_n} \right] \cos\left(\frac{\pi \cdot n}{d} x\right)$$

Двата члена во средната заграда имаат физичка смисла. Првиот член го зема во обзир изворот на неутрони од системот модератор-гориво, вториот член надворешниот извор на неутрони. При наголемување на дебелината на реакторот, при секоја вредност на n големината B_n^2 се намалува, на што одговара пораст на k_n . При соодветна вредност на $(k_1 - 1)$ доаѓа до експоненцијален пораст на протокот, системот станува наткритичен, во која состојба може да остане краток период. Ако $(k_1 - 1)$ е негативна вредност тогаш првиот член во заградата експоненцијално се намалува, доколку претходно имал вредност различна од нула, а протокот на неутрони во тој случај зависи само од надворешниот извор на неутрони. Таков систем е поткритичен, а може да биде доведен во критична состојба само со зголемување на дебелината на реакторот. Вредноста

B_1^2 ќе се намалува сè додека на биде $k_1 = 1$. Во тој случај решението ќе биде:

$$\Phi(x,t) = \frac{\rho}{k \cdot \Sigma_a} \sum_{n=1}^{\infty} \left[S_n \left(\frac{t}{l_n} - 1 \right) + A_n C \right] \cos \left(\frac{\pi \cdot n}{d} x \right)$$

При исклучување на надворешниот извор, протокот на неутрони линеарно ќе расте. По исклучување на надворешниот извор протокот ќе биде константен, а неговата големина ќе зависи од претходните карактеристики на активната зона. Тоа значи дека условот за критичност се изразува со **равенката за критичност**:

$$k_1 = \frac{k \cdot e^{-B_n^2 \tau}}{1 + L^2 B_n^2} = 1$$

Во тој случај условот за спроведување верижна реакција е исполнет. Сите останати вредности за k_n ќе бидат помали во една вредност и применливи се само во преодните режими на работа на реакторот. Во постојан режим на работа на реакторот важи:

$$\Phi(x, \tau) = \frac{k \cdot \Sigma_a}{\rho} \Phi(x) \cdot e^{-B^2 \tau}$$

3.1.5. Материјален и геометриски параметар

Врз основа на ρ -ката на Ферми за протокот на неутрони важи равенката: [8,9,10,11]

$$\nabla^2 \Phi(r) + B^2 \Phi(r) = 0$$

Ова равенка е истата равенка со ρ -ката за густината на забавување. Во претходниот случај се работеше за стационарна состојба без надворешен извор при што се појави умерен проток и густина на забавување.

Од оваа равенка може да се определи параметарот B^2 за секоја геометрија без рефлектор, односно најмалата вредност на равенката при критична состојба. На овој начин добиениот параметар се нарекува **геометриски параметар** и се означува B_g^2 и е со димензија m^{-2} . При зададениот граничен услов важи:

$$\nabla^2 \Phi(r) + B_g^2 \Phi(r) = 0$$

Во критична состојба мора да важи критичната равенка:

$$\frac{k \cdot e^{-B_g^2 \tau}}{1 + L^2 B_g^2} = 1$$

Од оваа р-ка може да се определи B^2 . Овој параметар се нарекува **материјален параметар** и се означува B_m^2 . Параметарот зависи од составот на активната зона.

За критична состојба геометрискиот параметар мора да биде еднаков со материјалниот параметар. Со зголемување на активната зона се намалува B_g^2 , додека при $B_g^2 < B_m^2$ системот е наткритичен, а со намалување на составот се зголемува B_g^2 , додека при $B_g^2 > B_m^2$ системот е поткритичен.

Во практиката критичните размери можат да се добијат на три начини:

- даден е размерот на активната зона и се бара соодветна геометрија на просторот за множење, сè додека активната зона не биде критична.
- даден е распоредот на просторот за множење, а се бара критичната големина.
- со оптимизација при зададен параметар (на пр. цена на произведената енергија) се бараат физичките параметри, размерот на активната зона, топлинските и др. параметри.

3.1.6. Коефициент на мултипликација на брзите неутрони

Изотопот на ^{238}U е способен за распад доколку интегрираниот неутрон има енергија поголема од $1,76 \times 10^{-13}$ J. При распад на изотопот на ^{235}U се формира доволен број на неутрони со енергија од $2,4 \times 10^{-12}$ J (средната вредност на енергијата изнесува околу $3,2 \times 10^{-13}$ J). Тоа значи дека дел од неутроните при своето движење во горивото можат да предизвикаат распад на ^{238}U . Кога неутроните ќе навлезат во модераторот брзо се намалува нивната енергија и се сметаат за изгубени за дадената реакција.

Односот на забавените неутрони под нивото на распад на ^{238}U и бројот на неутрони формирани при термички распад на ^{235}U се означува со ϵ .

Вкупниот активен пресек на брзи неутрони со енергија над $2,24 \times 10^{-13}$ J за ^{238}U , се определува:

$$\sigma = \sigma_f + \sigma_e + \sigma_i + \sigma_r$$

Вкупниот број на првите судири во блокот, кои припаѓаат на 1 неутрон, е еднаков на P , а како резултат на тоа може да се определат:

- бројот на еластични судири: $P \frac{\sigma_e}{\sigma}$
- бројот на нови неутрони настанати со распадот: $P \nu \frac{\sigma_f}{\sigma}$

- бројот на забавени неутрони под нивото на распад, $(1-P)$ – неутрони, кои го напуштиле блокот без судир:

$$P \frac{\sigma_f}{\sigma}$$

Брзите неутрони кои останале во блокот по првиот судир и се во состојба да предизвикаат следен распад на ^{238}U , се составени од неутрони формирани од распадот и оние неутрони кои останале во блокот под дејство на еластичното растурање:

$$Pv \frac{\sigma_f}{\sigma} + P' \frac{\sigma_e}{\sigma} = PZ \quad \text{од каде:} \quad Z = \frac{v\sigma_f + \sigma_e}{\sigma}$$

P = веројатност дека примарниот неутрон кои може да се формира каде било во блокот ќе направи судир каде било во горивниот блок,

P' = веројатност дека неутрон од втора или следна генерација ќе се судри во блокот.

По првиот судир бројот на неутрони кои можат да предизвикаат распад на ^{238}U е еднаква на бројот на неутрони со намалена енергија под нивото на распад и бројот на неутрони кои го напуштиле блокот.

Разложувањето на протокот на брзите неутрони се случува најчесто поради:

- протокот на првите брзи неутрони во блокот е разложен на проток на термички неутрони, што значи дека протокот на површината е поголем од тој во внатрешноста.
- неутроните по еден растурачки судир во горивото се разложуваат рамномерно на што одговара веројатноста P' .

Коефициентот на мултипликација на брзите неутрони се пресметува како вкупен број на неутрони кои ќе го напуштат блокот или нивната енергија ќе се намали под нивото на распад.

$$\varepsilon = 1 + P \frac{\frac{\sigma_f}{\sigma} (v-1 - \frac{\sigma_f}{\sigma})}{1 + P' \frac{v\sigma_f + \sigma_e}{\sigma}}$$

Ако е дадено разложувањето на протокот во горивото со функцијата $\Phi(r_1)$, веројатноста дека неутронот настанат со распад во r_1 ќе се судри во елементарниот волумен dr_2 , се изразува:

$$P = \frac{\sum \iint_{P_1, P_2} \frac{e^{-\sum |P_1 - P_2|} \Phi(r_1) dr_1 dr_2}{\int_{P_1} \Phi(r_1) dr_1}}{4\pi}$$

При $\Phi(r_1) = \text{const.}$ се добива изразот за P' и во многу приближувања за веројатноста P се зема P' .

Коефициентот на мултипликација на хетерогени системи е за малку поголем од тој на хомогените системи. Тоа е резултат на тоа што неутроните спектарот за распад настануваат во внатрешноста на блокот и таму го прават првиот судир и според тоа имаат поголема веројатност дека ќе предизвикаат распад на ^{238}U . Коефициентот на мултипликација на брзите неутрони во термичките реактори е приближен до единица. За тешководни реактори со природен ураниум $\epsilon = 1,03$, а кај брзите реактори распадот со брзи неутрони е најбитен извор на неутрони.

3.1.7. Резонантна апсорпција на неутрони во реакторот

Наједноставен однос за резонантно зафаќање на неутрони се добива во хомоген простор за множење, доколку важи резонанциите да се тесни и на поголемо растојание меѓу себе. Неврон со енергија за распад E_0 има веројатност на преминување во резонантна област до енергија E , изразена со следниот израз:

$$p(E) = \exp \left[- \int_E^{E_0} \frac{\Sigma_a}{\zeta(\Sigma_s + \Sigma_a)} \frac{dE'}{E'} \right]$$

ζ = средна вредност на логаритамот за поделба на енергијата пред и по судирот

Ако се занемари апсорпцијата на модераторот и при претпоставка дека ефективниот пресек на раширување не зависи од енергијата, тогаш:

$$p(E) = \exp \left[- \frac{N_0}{\xi \Sigma_s} \int_E^{E_0} \sigma_a \frac{\Sigma_a}{(\Sigma_s + \Sigma_a)} \frac{dE'}{E'} \right]$$

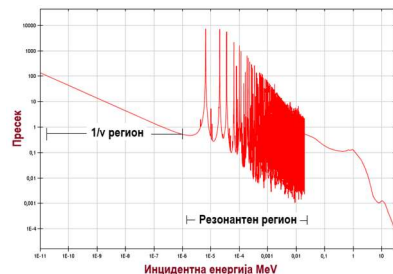
N_0 = број на јадра во горивото на 1 m^3

Интегралот:

$$\int_E^{E_0} \sigma_a \frac{\Sigma_a}{(\Sigma_s + \Sigma_a)} \frac{dE'}{E'} = \int_E^{E_0} \sigma_{aef} \frac{dE'}{E'}$$

$$\sigma_{aef} = \sigma_a \frac{\Sigma_a}{(\Sigma_s + \Sigma_a)}$$

се нарекува ефективен резонантен интеграл, а σ_{aef} ефективен пресек за апсорпција.



Резонантен регион на неутроните

Повеќето технички размислувања за хомогените системи претпоставуваат дека ефективниот пресек за апсорпција потребно е да се подели на два дела: волуменска апсорпција која одговара на број на атоми во 1 m^3 , и површинска апсорпција која одговара на односот на површината на блокот и неговата маса. [8,9,10,11]

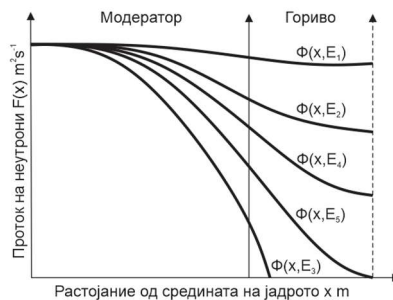
Во хетероген простор за пресметка се користат сложени и комплицирани методи или едноставни емпириски изрази, како на пример:

$$\sigma_{\text{aef}} = A + B \sqrt{\frac{S}{M}}$$

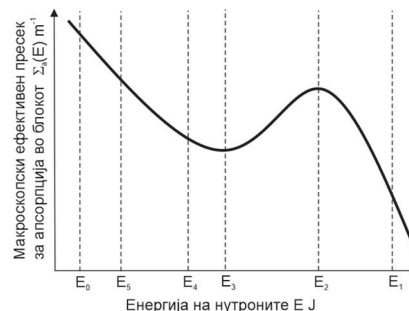
A = волуменски член

B = површински член

Предност на хетерогените термички реактори во однос на хомогените е поголемата вредност на $\rho(E)$. Тоа е резултат на намалениот проток на резонантни неутрони во внатрешноста на блокот. Внатрешноста на блокот е засенчен со површината на горивото од неутроните со резонантна енергија и затоа веројатноста $\rho(E)$ со тоа расте (сл. 3.1 и 3.2). Друга предност е тоа што неутроните во хетерогена структура можат да бидат забавени до термичката област без да дојдат во допир со горивниот блок.



Сл. 3.1. Разложување на неутронските протоци во јадрото



Сл. 3.2. Зависност на ефективниот пресек за апсорпција во блокот и енергијата на неутроните

3.1.8. Коэффициент на топлинско искористување

Делот на неутрони, кои се забавуваат до спектарот на Maxwell-Boltzmann, се апсорбира во горивото. Односот на термичките (топлинските) неутрони апсорбирани во горивото го дефинира **коэффициентот на топлинско искористување f** .

$$f = \frac{\text{термички неутрони апсорбирани во горивото}}{\text{вкупен број на апсорбирани термички неутрони}}$$

Веројатноста дека неутронот ќе биде зафатен во ураниумот, обично е дадена со изразот:

$$f = \frac{\int_{V_u} \Phi(r) \Sigma_{au} dV}{\int_{V_u} \Phi(r) \Sigma_{au} dV + \sum_i \int_{V_i} \Phi(r) \Sigma_{ai} dV}$$

кој може да се доведе до облик:

$$f = \frac{1}{1 + \sum_i q_1}$$

$$q_1 = \frac{\int_{V_i} \Phi(r) \Sigma_{ai} dV}{\int_{V_u} \Phi(r) \Sigma_{au} dV}$$

Кај хомогените реактори вредноста q_1 е еднаква на:

$$q_1 = \frac{N_i \sigma_{ai}}{N_u \sigma_{au}}$$

Кај хетерогените реактори за приближни пресметки може да се искористи изразот за средна вредност на протокот на неутрони, кој за горивото може да се изрази:

$$\Phi_u = \frac{1}{V_u} \int_{V_u} \Phi(r) dV$$

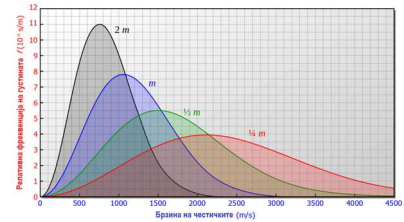
Оваа ρ -ка важи и за други материјали.

Ако по височина пресекот на материјалот не се менува, големината q_1 може да се изрази:

$$q_1 = \frac{\Phi_i \Sigma_{ai} S_i}{\Phi_u \Sigma_{au} S_u}$$

S_i = i -ти пресек на материјалот во мрежата

Кај хомогените системи важи $\Phi_i \equiv \Phi_u$. Потешко е определувањето на дистрибуцијата на протокот во јадрото на хетерогените реактори. Во принцип тој може да се определи на два начина: експериментално мерење на дистрибуцијата на



Спектарот на Maxwell-Boltzmann

протоколот за соодветниот тип на горивна касета (најточна метода) или со помош на транспортната теорија да се пресмета разложувањето на протоколот.

Благодарейќи на различните физички особини на горивната касета, модератарот и геометрискиот распоред, протоколот во горивото е секогаш помал од средната вредност на протоколот во мрежата. Поради тоа и коефициентот на топлинско искористување кај хетерогените системи е помал во однос на тој кај хомогените системи.

3.1.9. Останати физички параметри на мрежата

Параметрите на мрежата се определуваат според специјално изработени методи за различни типови на реактори.

Пресметката на средниот број брзи неутрони, ослободени при распад предизвикан со апсорпција на еден неутрон во горивото, може да се изрази:

$$\eta = \nu_0 \frac{\sigma_{f5}^T \sigma_{a5}^T N_5}{\sigma_5^T \sigma_{a5}^T N_5 + \sigma_{a8}^T N_8}$$

$\sigma_{a5}^T, \sigma_{a8}^T =$ апсорпциони макроскопски ефективни пресеци на ^{235}U и ^{238}U

Ефективните пресеци се средните вредности на вредностите на константите прикажани во таб. 3.1. Средните вредности на ефективните пресеци за растурање Σ_n^* над топлинското подрачје се определуваат преку спектарот на неутрони $n(E)$, при услов да се занемари брзината на јадрата во просторот:

$$\Sigma_n^* = \frac{\int_{E_T}^{E_0} \Sigma_s(E) \cdot n(E) \cdot v dE}{\int_{E_T}^{E_0} n(E) \cdot v dE}$$

При пресметка се воведува ефективен пресек за забавување на брзите неутрони Σ_s^* , со помош на кој се определува бројот на забавени неутрони до термичкото подрачје:

$$\Sigma = \Sigma_s^* \left(\frac{1}{\xi} \ln \frac{E_0}{E_T} \right)^{-1}$$

Средната вредност на коефициентот на дифузија D се определува со користење на законот на Fick при зададен спектар $\Phi(r, E)$:

$$D = \frac{\int_{E_T}^{E_0} D(E) \text{grad} \Phi(r, E) dE}{\int_{E_T}^{E_0} \text{grad} \Phi(r, E) dE}$$

Таб. 3.1. Основни атомски карактеристики на некои елементи и супстанции [8,9,10,11]:

Атомски број	Елемент (супстанција)	Атомска (молекуларна) маса	Број на атоми (молекули)	Микроскопски ефективен пресек $m^2 \times 10^{28}$			Макроскопски ефективен пресек $m^{-1} \times 10^{-2}$			Резонантен интеграл	Дифузна должина	Коефициент на дифузија
				$m^{-3} \times 10^{-30}$	σ_a	σ_s	σ_t	Σ_a	Σ_s			
1	H	1,008	$5,3 \cdot 10^{-3}$	0,33	38	38	$1,7 \cdot 10^{-3}$	0,002	0,002	-	1,610	518
	H ₂ O	18,016	0,033 5	0,86	103	103	0,022	3,45	3,45	-	2,73	0,164
	D ₂ O	20,030	0,033 1	0,001	13,6	13,6	$3,3 \cdot 10^{-3}$	0,449	0,449	-	116	0,62
4	Be	9,013	0,123 6	0,010	7,0	7,01	$1,24 \cdot 10^{-3}$	0,865	0,865	-	22	0,60
12	Mg	24,32	0,043 1	0,663	3,6	3,66	0,003	0,155	0,158	0,9	28,5	3,21
13	Al	26,98	0,060 2	0,230	1,4	1,63	0,014	0,084	0,098	0,18	20,0	5,52
26	Fe	56,85	0,084 8	2,53	11	13,5	0,215	0,933	1,15	2,3	1,27	0,345
40	Zr	91,22	0,042 3	0,180	8	8,2	0,008	0,338	0,346	3	11,4	0,99
92	U	238,07	0,047 83	7,6	8,3	15,9	0,364	0,397	0,761	290	1,37	0,683
	UO ₂	270	0,022 3	7,6	16,7	24,3	0,169	0,372	0,542	-	1,897	0,615

Ако се претпостави дека протокот не зависи од r и дека важи разложувањето на енергијата по законот $1/E$, тогаш:

$$D = \frac{\int_{E_T}^{E_0} \frac{1}{3} I_t(E) \frac{dE}{E}}{\ln \frac{E_0}{E_T}}$$

Коефициентот на дифузија на брзите неутрони во модераторот D_i^* и во горивото е малку различен. Затоа што, модераторот во јадрото зазема соодветен дел од волуменот, за коефициентот на дифузија на брзите неутрони во активната зона D^* се користи изразот:

$$D^* = F^* D_i^*$$

F^* = фактор кој го зема предвид хетерогениот распоред во јадрото.

Соодветно може да се добие изразот за коефициентот на дифузија на термичките неутрони D .

Следниот битен параметар е староста на јадрото по Fermi τ . Во практични примери за определување на оваа вредност е битен модераторот, затоа што забавувањето во ураниумот може да се занемари, а тогаш важи:

$$\tau = \tau \frac{S}{S_1} F$$

S = површина на јадрото,

S_1 = површина на модераторот.

При определувањето на Σ_a мора да се уочи дека апсорпцијата во модераторот е различна од апсорпцијата во горивото. Средната вредност се определува преку протоците и волумените.

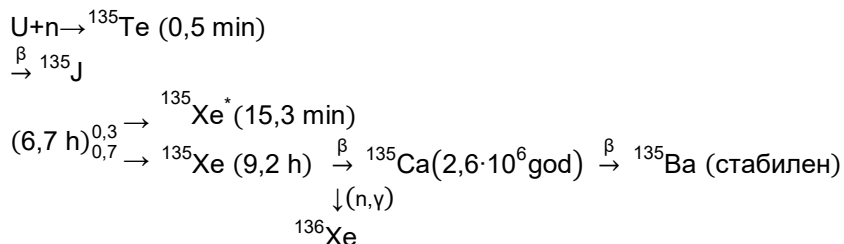
Ако се познати вредностите на Σ_a и D во просторот за множење, може да се определи дифузната должина:

$$L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$$

3.1.10. Труење (задушување) на реакторот

При распад на ураниумот во горивото се формираат нови изотопи со масен број од 72 до 161. Некои од нив имаат голем ефективен пресек за апсорпција на термички неутрони. При пресметка, во вкупниот биланс на неутрони во активната зона, мора да се земат предвид и овие изотопи. Присуството на нови изотопи со голема апсорпција и мал период на полураспад е искористено при **труење на реакторот**. [8,9,10,11]

Најголемо влијание при труењето на реакторот има изотопот на ксенон ^{135}Xe , со ефективен пресек за апсорпција $3,5 \times 10^{-22} \text{ m}^2$ ($3,5 \times 10^6 \text{ barn}$) при енергија од $1,3 \times 10^{-20} \text{ J}$. Од вкупниот број на ^{135}Xe во активната зона се формираат 5 % при распадот и 95 % јадра настануваат како продукт на распадот на јадрото ^{135}I , односно:



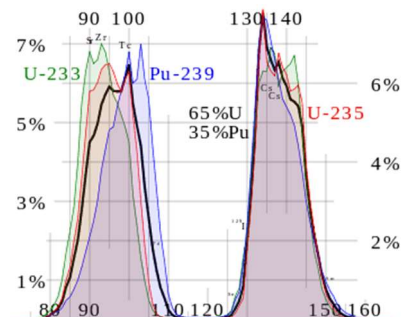
Во оваа група влегуваат уште и изотопите ^{133}Xe , ^{131}I , ^{80}Sr .

При рамнотежна состојба, кога бројот на формирани (настанати) јадра е еднаков на бројот на изгубени јадра, важи релацијата:

$$\omega_{\text{Xe}} \Phi \sigma_f N_s = \lambda_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}} + n \nu \sigma_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}}$$

ω_{Xe} = веројатност на формирање на ^{135}Xe (за ^{235}U е $\omega_{\text{Xe}} = 6,3\%$)

λ_{Xe} = константа на распад на ^{135}Xe



Труење на реакторот

Аналогно при рамнотежна состојба на ^{138}J , важи:

$$N_J = \frac{\omega_J \Phi \sigma_f N_s}{\lambda_J}$$

Релативната апсорпција предизвикана со труење со ^{135}Xe , а изразена за апсорпција на ^{235}U , се изразува:

$$q_1' = \frac{\sigma_J N_J}{\sigma_s N_s} = \frac{\omega_{Xe} \sigma_f}{\sigma_s} \left(1 + \frac{\lambda_{Xe}}{nv \sigma_{Xe}} \right)$$

Ако се направи однос меѓу масата на горивото P_Z и протокот на неутрони, односно:

$$P_Z = \sigma_f N_s \Phi E_f$$

N_s = број на јадра на ^{235}U во 1 t на ураниум

E_f = големина на ослободена енергија при еден распад

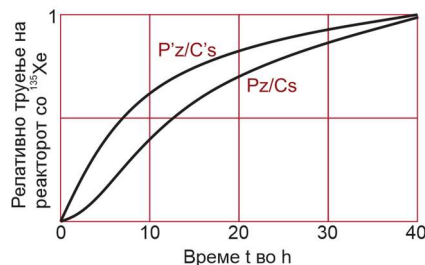
Се добива:

$$q_1 = \frac{\sigma_J N_J}{\sigma_U N_U} = \frac{0,0348}{1 + \frac{3,06}{P_Z}}$$

Времето во кое исклучениот реактор се доведува во рамнотежна состојба на труење зависи од односот P_Z/C_s (C_s е концентрација на јадра во горивото ^{235}U). Тоа време при константно труење изнесува приближно 40 h (сл. 3.3).

Кај реакторите е битно труењето да се изведува по исклучувањето на реакторот, кога бројот на ^{135}Xe во активната зона се определува претежно со распад на ^{135}Xe и ^{135}J , формирани во реакторот за време на претходната работа на реакторот. Затоа што изотопот на ^{135}J се распаѓа побргу од ^{135}Xe , по период од 10 h настанува натрупвање на изотопот ^{135}Xe . Во моментот кога јодот во најголем дел ќе се распадне, тогаш ќе почне да се намалува бројот на ^{135}Xe .

Сличен ефект во помала мерка може да се забележи при секое брзо намалување на капацитетот на реакторот. Затоа, при проектирање на активната зона мора да биде определен начинот на работа на реакторот и потребно е да се направи резерва на реактивност на реакторот поради натрупвање на ^{135}Xe . Во спротивен случај може да се случи дека реактивноста на реакторот не е доволна за покривање на труењето со Хе. Таквата состојба на нуклеарниот реактор се нарекува **јодна јама** (дупка). Повторно вклучување на реакторот може да се изведе само тогаш кога бројот на јадра на Хе ќе се намали под претпоставената горна граница.



Сл.3.3. Труење на реакторот со ^{135}Xe
($P'z/C's \approx 10^5$; $Pz/Cs \approx 10^2$)

3.1.11. Замор на реакторот

Изотопите кои се формираат во активната зона од верижната реакција, со висока вредност на Σ_a (пресек на апсорпција) и долг период на полураспад, предизвикуваат **замор на реакторот**. [8,9,10,11]

Равенката за рамнотежа на овие изотопи има облик:

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \omega_{is}\sigma_{fs}N_s\Phi - nv\sigma_i N_i(t)$$

Решението на равенката се прави при услов $N_i(0) = 0$, односно при претпоставка дека активната зона работи со константен капацитет (моќ).

$$N_i(t) = \frac{\omega_{is}\sigma_{fs}}{\sigma_s} (1 - e^{-nv\sigma_i t})$$

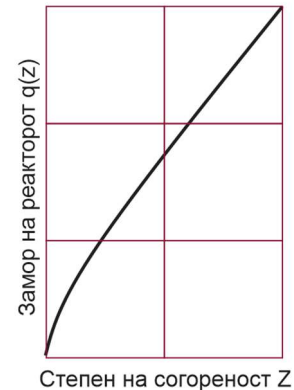
Релативната апсорпција може да се изрази:

$$q'_i(z) = \frac{\omega_{is}\sigma_{fs}}{\sigma_s} \left(1 - e^{-\frac{\sigma_i}{\sigma_s} z}\right)$$

големината Z претставува степен на согорување на ^{235}U :

$$dz = nv\sigma_s dt, \quad N_{235} = N_{235}^0 e^{-Z}$$

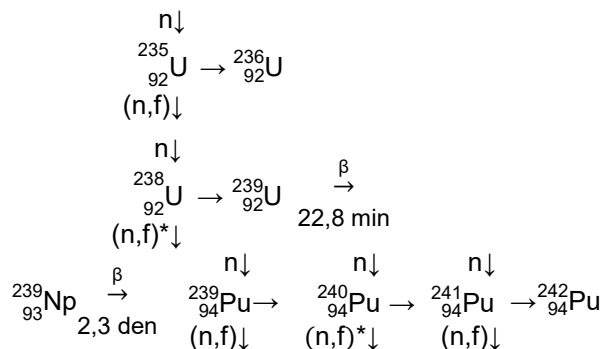
Изотопите кои придонесуваат кон замор на реакторот се делат во три групи во зависност од пресекот на апсорпција, односно со помал, рамнотежен и поголем пресек на апсорпција на ^{235}U . Заморот на реакторот претставува помала загуба во неутронскиот биланс во однос на труењето на реакторот. Зависноста на заморот на реакторот од степенот на согорување е прикажана на **сл. 3.4**.



Сл. 3.4. Замор на реакторот во зависност од согорувањето

3.1.12. Согорување на горивото

Во текот на работа на реакторот настануваат изотопски промени во горивото, предизвикани на следниот начин:



(*) = распад предизвикан само со брзи неутрони

Во равенката верижната реакција завршува со формирање на изотопот ${}^{242}\text{Pu}$ кој се одликува со мал пресек на апсорпција. Ако се занемарат изотопите со долг период на полураспад, апсорпцијата во изотопите на ${}^{236}\text{U}$, ${}^{239}\text{U}$, ${}^{239}\text{Np}$, намалувањето на ${}^{238}\text{U}$ и периодот на живот на ${}^{239}\text{U}$ и ${}^{239}\text{Np}$, може да биде напишана следната р-ка:

$$\frac{dN_s(t)}{dt} = -nv\sigma_s N_s(t)$$

$$\frac{dN_0(t)}{dt} = nv(\sigma_9 - \sigma_{f9})N_9(t) - nv\sigma_0 N_0(t)$$

$$\frac{dN_1(t)}{dt} = nv\sigma_0 N_0(t) - nv\sigma_1 N_1(t)$$

N_s , N_9 , N_0 , N_1 = број на јадра на ${}^{235}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$, ${}^{240}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$ во волуменски единици,

v_s = среден број на неутрони формиран при апсорпција на неутроните во ${}^{235}\text{U}$,

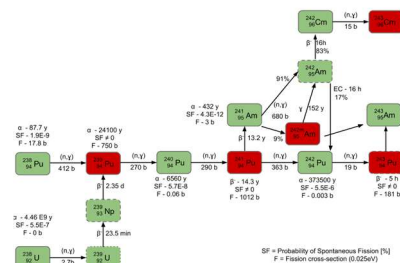
v_9 = среден број на неутрони формиран при апсорпција на неутроните во ${}^{239}\text{Pu}$.

Решението на равенката за најбитните изотопи има облик:

$$C_9 = \frac{\sigma_s}{\sigma_9^*} (1 - e^{-\sigma^*}) + \frac{v_s(1-\phi)}{\sigma_9^* - 1} C_s^0 (e^{-Z} - e^{-\sigma^*Z})$$

$$C_9^* = C_a^* [1 - (1-\phi)v_0]$$

Од резултатите може да се види дека со пораст на резонантната апсорпција расте и производството на плутониум, а со тоа се подобрува кинетиката на реакторот на подолг пе-



Согорување на ${}^{238}\text{U}$ и ${}^{239}\text{Pu}$

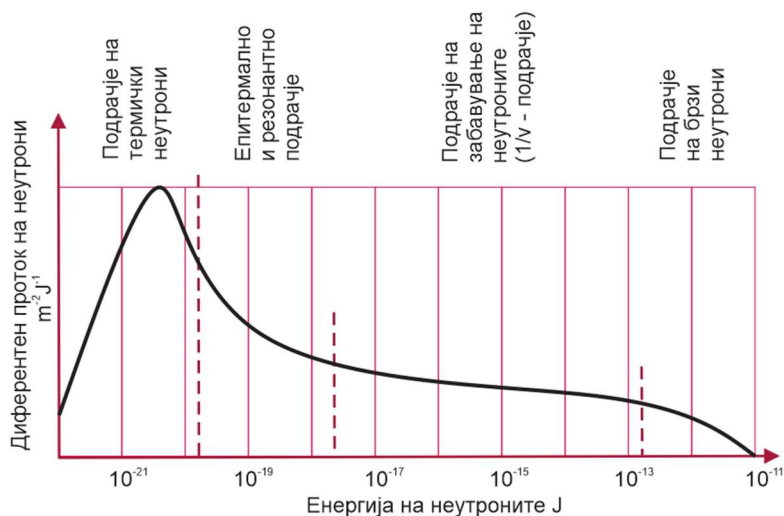
риод. При познат изотопски состав на горивото, во зависност од времето, може да се определат и останатите физички параметри на активната зона при согорување. Еден од најбитните параметри е **коэффициентот на мултипликација**, кој за хомогените реактори може да биде напишан во облик:

$$k(z) = \frac{v_s \sigma_s N_s(z) + v_9 \sigma_9 N_9(z) + v_1 \sigma_1 N_1(z)}{\sigma_s N_s + \sigma_s N_s(z) + \sigma_9 N_9(z) + \sigma_0 N_0(z) + \sigma_1 N_1(z) + \sum [N_i(z) \sigma_i]}$$

3.1.13. Пресметка на ударните пресеци

Пресметката на ударните пресеци на поединечни изотопи при различни нуклеарни реакции е комплексен и тежок проблем. Во литературата постојат податоци за голем број на константи кои се користат во реакторската физика, но честопати добиените резултати од пресметката се разликуваат од резултатите добиени со експеримент. Тоа значи дека, проектирањето на една нуклеарна термоцентра не може да се базира само на пресметковни податоци, туку и врз експериментални податоци за основните параметри за соодветен тип на реактор. [8,9,10,11]

Широкиот спектар на енергии на неутроните во просторот за множење во многу случаи се поедноставува со користење на Maxwell-Boltzmann поделбата на енергии на неутроните во термичкото подрачје, спектарот на забавените неутрони на Fermi и спектарот на распаѓање (сл. 3.5.).



Сл. 3.5. Промена на диферентниот проток на неутрони во термички реактор

Во реакторската физика на термичките реактори во термичкото подрачје се смета дека има група на неутрони и понекогаш се користи **ефективниот ударен пресек**, дефиниран како:

$$\sigma = \frac{\int_0^{\infty} n(v)\sigma(v)dv}{v_0 \int_0^{\infty} n(v)dv}$$

v_0 = стандардна брзина на неутроните $v_0 \approx 2200$ m/s,
 $n(v)$ = спектар на неутрони при брзина v , односно:

$$n(v) = \frac{4\pi}{\sqrt{\pi}} \left[\left(1 - r \int_0^{\infty} \frac{v_T}{v^2} \Delta dv \right) \frac{v^2}{v_T^3} e^{-\left(\frac{v}{v_T}\right)^2} \right] + \frac{rv_T}{v^2} \Delta$$

v_T = брзина на спектарот на Maxwell-Boltzmann при температура на неутроните T_n K ($T_0 = 293,7$ K),
 Δ = фактор на епитермална корекција (во понатамошниот текст).

Во вистинските физички простори $\Sigma_a \neq 0$ и затоа никогаш не може да постигне потполна термодинамичка рамнотежа на неутронскиот проток со околината. Како резултат на апсорпцијата на неутроните кај пониските енергии, спектарот се поместува во повисоките енергии, што се нарекува **стврдување на спектарот**. Во одредени случаи во бесконечен хомоген простор, температурата T зависи од температурата на модераторот T_m и влијае на ударниот пресек и растурањето (Cohen):

$$\frac{T_n}{T_m} = 1 + 4C \frac{\sigma_0(kT_0)}{\zeta \Sigma_s}$$

C = константа, $C = 0,3$

Кај термичките реактори неутронскиот спектар може да се изрази преку термичката и епитермичката компонента:

$$n(v) = n(1 - \beta)\rho_m(v) + n\beta\rho_e(v)$$

$\rho_m(v)$, $\rho_e(v)$ = функции кои го опишуваат разложувањето на густината на неутроните во термичката и епитермичката област, а тие функции се нормирани:

$$\int_0^{\infty} \rho_m(v)dv = 1 \quad \text{и} \quad \int_0^{\infty} \rho_e(v)dv = 1$$

Во тој случај може да се искористи изразот за пресметка на ефективниот ударен пресек на Westcott со упресочување на неутронскиот спектар во следниот облик:

$$\sigma = \sigma_0(g + rs)$$

r = епитермички индекс (при $r = 0$ се добива чист Maxwell-Boltzmann спектар),
 g = отстапување од законот $1/v$ во термичката област (при $g = 1$ постои само $1/v$),
 s = големина на резонантниот дел во наттермичката област (при $s = 0$ постои само $1/v$),
 σ_0 = ударен пресек при стандардна брзина (таб. 3.1.).

За епитермичкиот дел може да се искористи изразот:

$$\rho_e(v) = \sqrt{\mu} v_T \Delta v^2$$

$$\text{каде: } \Delta = \frac{1}{1 + \left(\frac{\mu kT}{E}\right)^{16}} \quad \mu = 1$$

а за термички распад:

$$\rho_m(v) = \frac{4}{\sqrt{\pi}} \frac{v^2}{v_T^3} e^{-\left(\frac{v}{v_T}\right)^2}$$

3.1.14. Брзи реактори

Во термичките реактори вкупната количина на распад на јадрата на ^{238}U или ^{232}Th со брзи неутрони е многу ниска и се движи од (2÷4)%, додека кај брзите реактори може да достигне до 30 %. Главната причина за интензивен развој на брзите реактори за нуклеарните центри е подоброто искористување на горивото. Во термичките реактори може да се искористат најмногу 3% на природен ураниум, а во брзите реактори до 80%.

Подобро искористување на горивото може да се постигне со:

- зголемување на уделот на распадот на ^{238}U или ^{232}Th со брзи неутрони,
- добивање нови материјали од распадот како ^{239}Pu или ^{233}U кои се последица на нераспаднатите зафаќања на неутроните во јадрата на ^{238}U или ^{232}Th .

Ударните пресеци при распад на ураниум и плутониум со брзи неутрони се мали (таб 3.2.), и затоа е потребно за зголемување на веројатноста на реакцијата да се зголеми концентрацијата на гориво во горивниот елемент. Минималното збогатување на горивото за постигнување критична состојба на активната зона без загуби за ^{235}U е околу 7 %, додека за на ^{239}Pu е околу 5 %. Критичните вредности, при иста моќ на реакторот, се 5÷10 пати поголеми од термичките реактори.

Од тие причини во енергетските нуклеарни реактори се користи значително поголема количина на збогатено гориво.



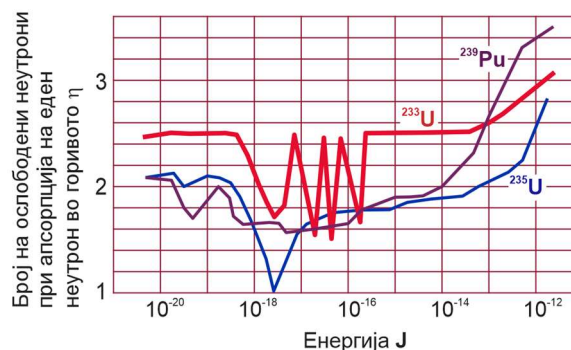
Изглед на брз реактор

Таб. 3.2. Најбитни физички карактеристики на нуклеарни материјали за распад:

Материјал за распад	Ураниум ^{235}U		Плутониум ^{239}Pu		Ураниум ^{233}U	
	Термички	Брзи	Термички	Брзи	Термички	Брзи
ν	2,47	2,51	2,91	2,97	2,51	2,55
$\sigma_f \cdot 10^{28} \text{ m}^2$	582	1,59	746	1,83	527	2,73
$\sigma_c \cdot 10^{28} \text{ m}^2$	112	0,32	280	0,32	54	0,20

Намалената веројатност за апсорпција на неутроните кај брзите реактори позитивно влијае на намалувањето на паразитските зафати во конструктивните материјали на активната зона и дозволува поголема слобода при избор на материјалот. [8,9,10,11]

Во споредба со термичките реактори, брзите имаат подобар неутронски биланс и зголемен број ослободени неутрони на еден распад (сл. 3.6).



Сл. 3.6. Број на ослободени неутрони при апсорпција на еден неутрон во горивото во зависност од енергијата

Битен параметар кој го покажува искористувањето на горивото кај брзите реактори е **коэффициентот на репродукција R**:

$$R = \frac{\nu - 1 \Sigma q'_i - L + F_0(\nu_s - 1)}{1 + d}$$

$\Sigma q'_i$ = релативна апсорпција во паразитските материјали,
 L = загуба на неутрони при еден распад во активниот материјал,

F_0 = број на распади во материјалот за множење на еден распад на активниот материјал,

ν_s = среден број на неутрони формиран при распад во материјалот за множење,

d = константа која зависи од конфигурацијата на активната зона.

За вредноста на R најдобра алтернатива при користење на плутониум како гориво е материјалот за множење да биде ^{238}U . Активната зона може во тој случај да биде со коефициент на репродукција поголем од 2. Кај енергетските реактори кај кои средството за ладење и конструктивниот материјал зафаќаат значителен дел од активната зона може да се постигне вредност на коефициентот од (1,5÷1,8) во зависност од големината на реакторот и искористениот материјал за распад. Коефициентот на репродукција ќе биде најголем кај металните горива, помал кај графит и најмал кај оксидот на горивата.

Од економска гледна точка најбитен фактор е периодот на репродукција на одредена количина на материјалот за распад. Периодот при кој двојно се зголемува влезната количина на материјалот за распад, е даден со изразот:

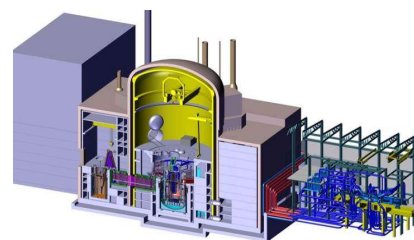
$$\tau_p = \frac{\left[P_{uc} \left(1 + \frac{T_r}{T_e} \right) + P_{us} \left(1 + \frac{T_r}{T_s} \right) + P_{uk} \left(1 + \frac{T_r}{T_k} \right) \right]}{(R-1)r - z}$$

P_{uc} , P_{us} , P_{uk} = просечна количина на P_u во активниот, бочниот и челниот дел за репродукција,
 T_e , T_s , T_k = период при кои P_u останува во активниот дел или во деловите за репродукција,
 T_r = период кога горивото се наоѓа надвор од реакторот
 r = годишна потрошувачка на плутониум,
 z = годишна загуба на плутониум при преработка на горивото од материјалот за множење.

Од изразот може да се види дека τ_p ќе биде помал доколку коефициентот на репродукција и согорувањето на горивото бидат повисоки, кампањата е подолга и при пократок период на регенерација на горивото. Од таа причина интересен за разгледување е циклусот $^{239}\text{Pu} - ^{238}\text{U}$. Но, исто така интересен е и циклусот $^{235}\text{U} - ^{238}\text{U}$, главно при недостаток на доволна количина на плутониум.

Физиката на брзите реактори се разликува од физиката на термичките реактори, затоа што е потребно да бидат совладани и следните дополнителни проблеми:

- подетална и поопширна подготовка на константите,
- повеќегрупно, повеќерамерно и транспортно решение кое произлегува од постојаниот спектар,
- поголемо внимание на динамиката и заштитата, што произлегува од малиот период на живот на неутроните и поради потенцијално поголемата веројатност од постигнување на суперкритичните услови при преместување на горивото во многу компактен реактор.
- економијата и горивниот циклус.



НТЕЦ со брз реактор

3.2. Физика на засенчување

Физиката на засенчување се користи за определување на **изворите на зрачење на реакторите**. При распад на горивото се појавуваат неколку вида зрачење: продукти од распадот, β -честички, неутрони, неутрони и γ -зрачење. Честичките со електричен полнеж, остануваат во горивото или се проголтани на мало растојание. Неутроните и γ -зрачењето немаат електричен полнеж, се растураат и ја напуштаат на голема далечина активната зона, и се главни елементи на составот на изворите на зрачење. [8,9,10,11]

3.2.1. Извори на неутрони

Изворите на неутрони можат да се поделат во четири групи, односно извори на:

- моментални неутрони,
- задоцнети неутрони,
- активни неутрони,
- фотонеутрони.

Моменталните неутрони (преку 99 % од вкупниот број на ослободени неутрони) се формираат директно при распад на јадрата на горивото, имаат споен спектрум, а нивниот среден број зависи од материјалот за распад и енергијата на неутроните кои го предизвикуваат распадот.

Некои распаднати делови имаат вишок на енергија во јадрото, а просечниот број на неутрони и протони е над областа на стабилност на јадрата, во тој случај постои голема веројатност за ослободување на неутроните. Овие неутрони се **задоцнети неутрони**, а нивниот удел во вкупниот број на ослободени неутрони изнесува под 1 %.

Во нуклеарните реактори се формираат и **активни неутрони** преку единствената реакција $^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$. Јадрата на ^{17}N се формираат при озрачување на лесна или тешка вода, ако енергијата на неутроните е поголема од $1,28 \times 10^{-12}$ J. Со период на полураспад од 4,14 s, изотопот ^{17}N се распаѓа и преминува во изотоп ^{17}O , а јадрото на ^{17}O може да се врати во првобитна состојба само со исфрлање (испраќање) на неутрони.

Реакцијата (γ, n) при која се ослободуваат **фотонеутрони**, може да се случи тогаш кога γ -честичките ќе стигнат до јадро со ексцитантна енергија, која е поголема од енергијата на врзување на неутроните. Оваа енергија за поголем број на јадра е поголема од $1,12 \times 10^{-12}$ J. Ударните пресеци за толку високи енергии се мали и тогаш оваа реакција нема смисла во физиката на реакторското засенчување.



3.2.2. Извори на фотони

Изворите на фотони кои се добиваат при распад на горивото се нарекуваат **примарни извори на фотони**, а тоа се извори на моментални фотони, односно фотони од продуктите на распад со мал период на полураспад. **Секундарните извори на фотони** се формираат како резултат на интеракцијата на зрачењето со атомите, а тоа се фотони формирани при апсорпција на неутроните и фотоните при нееластично растурање.

Моменталните фотони се формираат директно при распад во период пократок од 1 s и во широк дијапазон на енергии. Вкупната енергија на моменталните фотони, кои припаѓаат во енергетскиот интервал од $0,48 \times 10^{-13}$ до $1,6 \times 10^{-12}$ J, изразена на еден распад изнесува $1,15 \times 10^{-12}$ J. За пресметка на засенчувањето на реакторот овие големини немаат смисла, затоа што се апсорбираат на релативно помало растојание.

Во групата на фотони од продуктите на распад со мал период на полураспад, спаѓаат фотоните кои се формираат во продуктите на распад по неколку минути од поделбата. Нивниот интензитет со тек на време брзо се намалува. Вкупната ослободена енергија на фотоните на еден распад изнесува $8,8 \times 10^{-13}$ J. При доволно долг период на работа на реакторот при соодветна моќ, бројот на фотони од овие изотопи се стабилизира и претставува главен извор на фотони од продуктите за распад.

Фотоните од продуктите на распад со долг период на полураспад (повеќе од 10 минути по процесот на делба) не претставуваат значителен извор во активната зона при работа на реакторот и може да се занемарат. Фотоните од продуктите на распад придонесуваат кон останатата моќ на горивото.

Вкупната останата моќ со земање во обзир на β -честичките, може да се изрази:

$$Q = 0,065 \cdot P \cdot [t^{0,2} - (t + \tau_1)^{-0,2}]$$

τ_1 den = период на работа на реакторот со моќ P W,

t den = период на исклучување на реакторот.

Фотоните се формираат при апсорпцијата на неутроните (радијално зрачење) и главно се формираат при интеракција на термичките и наттермичките неутрони до 3×10^{-15} J со јадрата на тешките и среднотешките елементи.



Фотон

3.2.3. Слабење на фотонското поле низ материјали

Пресметката на слабењето на фотонското поле при премин низ материјали се базира на веројатноста на заемното влијание на фотоните со електроните на атомите и молекулите. Вкупниот ударен пресек е даден со суперпозиција на јонизирачкиот ефект и ефектот на создавање на парови на Compton. Врз основа на тоа слабењето на геометрија од тесен волумен на фотони може да се изрази:

$$\Phi(x) = \Phi(0)e^{-\mu x}$$

$\Phi(0)$ = проток на неутрони на почетокот на просторот за слабење,

$\Phi(x)$ = соодветен проток на фотони,

μ = линеарен коефициент на слабење.

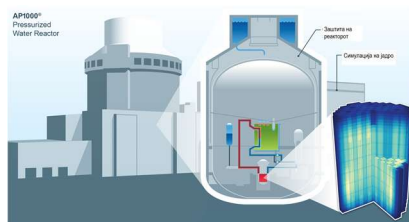
Посложена е пресметката при определување пошироки волумени на фотонското поле, во кое изразено се појавуваат растуруени фотони. Тоа е резултатот на растурањето на Compton предизвикано при делумно намалување на енергијата на фотоните, но во друг случај фотонот не се губи, туку се движи само во друга насока со помала енергија. Потоа, на разгледуваното место x со примарен волумен на фотони се појавува дополнително поле од растуруени γ -кванти. За широк волумен на фотони се воведува дополнителна големина наречена **фактор на групирање B** , кој се дефинира како однос на вистинското поле (растуруено или нерастуруено) и нерастуруеното поле. Во тој случај важи следниот израз:

$$\Phi(x) = B(\mu x) \cdot \Phi(0)e^{-\mu x}$$

Точната пресметка на распределбата (распадот) на γ -квантите во материјалите се прави со примена на теоријата на многукратно растурање на фотоните, која зависи од геометријата на изворот на фотони и материјалите за засенчување.

3.2.4. Дистрибуција на неутрони во заштитата на реакторот

Слабењето на неутроните во заштитата на реакторот е резултат на намалувањето на енергијата на неутроните под влијание на еластичното и нееластичното растурање во јадрата на заштитата и врз основа на тоа следи како крајна фаза апсорпција на неутроните, која се зголемува со понатамошно намалување на енергијата на неутроните. Количината на неутрони влијае на вкупната биолошка количина и служи за пресметка на протокот на неутрони преку заштитата, односно за пресметка на заштитата.



Изглед на заштитата и дистрибуцијата на неутрони

При апсорпција на неутроните честопати се појавува продорно фотонско зрачење, кое може да даде значителен придонес во вкупната количина на зрачењето. Неутроните со енергија над $0,8 \times 10^{-13}$ J може да предизвикаат нееластичен судир проследен со еден или два фотони. Ако енергијата на неутроните е помала се предизвикува само нееластично растурање со помала загуба на енергија. Апсорпцијата на неутрони е најголема кај термичките и резонантните неутрони. Тоа значи дека, неутроните со поголема енергија е потребно да се забават. Апсорпцијата на неутроните во некои јадра доведува до формирање радиоактивни јадра, кои можат да предизвикаат формирање битни извори на зрачење по запирање на реакторот. При апсорпција на кое било зрачење се појавува топлина која може како таква да се искористи (за различна топлинска намена).

Јадрата на водород во заштитата на реакторот ја подобруваат нејзината ефикасност и ја намалуваат интеракцијата на неутроните со овие јадра, при што неутроните можат да ја изгубат целата своја енергија. Битна големина на материјалот за засенчување е ударниот пресек за апсорпција, кој може да се зголеми со примена на водородна заштита и со примена на соодветен апсорбер.

Добрите особини на водородните јадра довеле до користење на материјали за заштита со поголема содржина на водородни јадра, како: вода, бетон, парафин, полиетилен и др.

Во заштитата во која не се застапени јадра на водород, се користат материјали со други лесни јадра, како јаглерод, берилиум, деутериум и др. Другите материјали со неводородни јадра, како железо, алуминиум, олово често се употребуваат за делови од конструкцијата наместо за топлинска заштита. Од неводородните материјали кои се погодни за засенчување се користи графитот.

3.2.5. Загревање со радијација

Интеракцијата на зрачењето на реакторот со материјалите предизвикува загуба на енергија на спектарот на примарниот волумен и таа загуба на енергија се појавува како загревање на материјалите. Во преносот на топлината до материјалите на реакторот придонесуваат честичките со полнеж (продуктите на распад, електроните, хелионите, протеините и др.), неутроните (при изведување на процесот на термализација), фотоните (од распадот и од нееластичното растурање на неутрони, од зафатот на радијацијата, од активацијата) и др.

Ако се означи со $\Phi(r,E)$ протокот на честичките со полнеж (набиените честички) на дадено место r , а загубата на енергија на честичките со dE/dx , тогаш загревањето на набиените честички H_1 ќе изнесува:

$$H_1 = \int \Sigma \Phi(r,E) E dE$$

Со помош на основните интеракции на фотоните на енергиите од реакторот со материјалите, односно со фото-ефект, растурањето и создавањето на парови на Compton, се доаѓа до заклучок дека на материјалите преминува значителна количина на енергија со зрачење:

$$H_\gamma = \int \mu_{en}(E) E \Phi_\gamma(r,E) dE$$

μ_{en} = линеарен пресек за апсорпција на енергијата на фотоните,

$\Phi_\gamma(r,E)$ = проток на фотони во точка (место) r .

Загревањето со радијација (зрачење) е главна причина за загревање на конструктивните материјали на реакторот предизвикано со фотони.

Апсорпцијата на енергијата на неутроните при нивниот премин низ материјалите се пресметува по аналогија на претходните случаи според p -ката:

$$H_n = \int \Sigma_s(E) E \Phi_n(r,E) dE$$

$\Phi_n(r,E)$ = проток на неутрони

4

ФИСИЈА

Во наредниот текст прво ќе бидат објаснети (повторени) некои големини битни за објаснување на фисијата [12,13,14,15,16,17,18,19].

4.1. Активност и период на полураспад

Активноста на радиоактивен материјал претставува број на распадатни јадра во единица време и честопати се изразува како **дезинтеграција во секунда**. Во СИ системот на единици за активност се користи мерката Bq (Becquerel) Бекерел. Бекерел се дефинира како радиоактивна дезинтеграција (распад) во секунда. Друга единица која често се користи е Кири Ci (Curie), односно $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ и претставува активност на 1 g на ^{226}Ra (Marie Curie прва Нобелова награда).

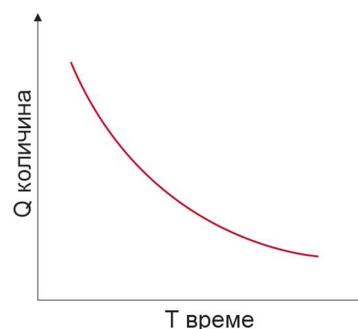
4.1.1. Закон на радиоактивен распад

Супстанцииите со ниска радиоактивност се распаѓаат со константен фракционен однос, односно во секоја секунда е со константна фракција од вкупната количина при соодветен распад. Тоа значи дека бројот на атоми кои се распаѓаат во единица време е пропорционален на количината на супстанција [16,17,18,19].

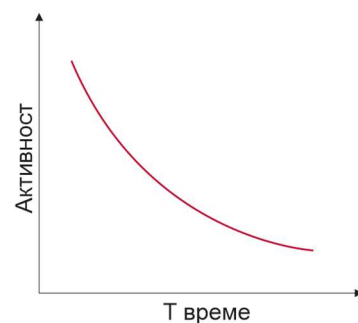
Ова може да се објасни со пример на еден соодветен радионуклеид. Со континуираниот распад на радионуклеидот се намалува неговата количина и со тоа се намалува и активноста. Овој процес продолжува сè додека радиоактивниот материјал не се изгуби (сл. 4.1).

Од претходниот текст може да се заклучи дека активноста е пропорционална со количината на радиоактивната супстанција (сл. 4.2).

Од двата графици прикажани на сл. 4.1 и 4.2 може да се види дека тие се математички идентични, а единствена разлика е во скалата на вертикалната оска. Во практиката сè повеќе се користи втората форма, затоа што активноста може да се измери и е од поголем интерес во нуклеарната енергетика. На пример, активноста на модераторот се изразува во Ci/kg, што дава јасна слика за опасноста од радијација, но не кажува ништо за количината на тритиум во модераторот.



Сл. 4.1. Зависност на количината на радиоактивен материјал од времето на распад



Сл. 4.2. Зависност на активноста од времето на распад на радионуклеидот

4.2.2. Период на полураспад

Ако се прикажат дијаграмите активност/време за различни радиоактивни материјали ќе може да се уочи дека тие имаат различен однос при распадоот (сл. 4.3). За да може да се разликуваат различни односи при распадоот се користи периодот на полураспад. Периодот на полураспад $T_{1/2}$ е временски интервал за активност при кој нејзината вредност се намалува на половина од нејзината оригинална вредност [16,17,18].

Временскиот интервал помеѓу активност A_0 и $A_0/2$ се нарекува период на полураспаѓање. За експоненцијална крива на распадоот не е важно дали се тргнува со активност A_0 . За различна почетна точка на кривата, времето при намалување на активноста на половина од нејзината вредност е исто (сл. 4.4).

Времето на активност A_0 до $A_0/2$ е еднакво со времето од $A_0/2$ до $A_0/4$. Исто така, тоа време е еднакво со времето од a_0 до $a_0/2$. Затоа, активноста може да се изрази со формулата:

$$A_t = A_0 (1/2)^n$$

каде n е број на периоди на полураспаѓање, односно:

$$n = \frac{t}{T_{1/2}}$$

t = поминато време

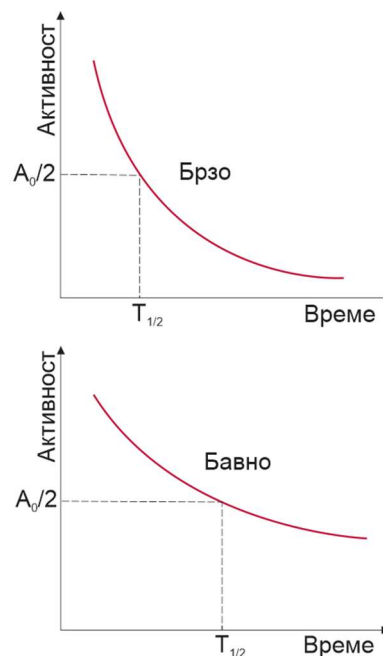
Друга форма на равенките е дадена со изразите:

$$A_t = A_0 (1/2)^n \quad \text{односно} \quad \frac{A_0}{A_t} = 2^n$$

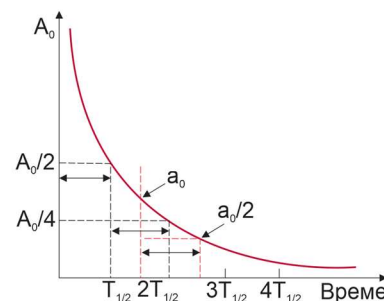
4.2.3. Ранг на периодот на полураспад

Периодот на полураспаѓање може да варира од многу големи граници од многу краток (делови од секунда) до многу долг (милиони години). Од оперативна гледна точка вредностите на периодот на полураспаѓање е многу важен за периодот на работа на реакторот, периодот на исклучување на реакторот, периодот на работа на горивото и др. [15,16,17,18,19].

На пример во реакторите Канду (Candu) се користи гориво кое содржи природен ураниум. Периодот на полураспад на ^{238}U изнесува 4,5 милиони години, а на ^{235}U е 700 милиони години. Исто така, двете горива се распаѓаат со α -емисија, но никогаш не се забележани промени во активноста во работниот период на реакторот. Свежото гориво останува непроменето без разлика на должината на периодот на негово чување.



Сл. 4.3. Активност за два различни радиоактивни материјали



Сл. 4.4. Активност и период на полураспаѓање

Спротивно на тоа, периодот на полураспаѓање на ^{16}N (се произведува со активација во реакторското јадро) е само 7s, а активноста се менува многу брзо.

Озраченото гориво содржи изотопи на ураниумот и нептуниум, при распаѓање формираат фисибилен плутониум. Бета распадот на ^{239}U и ^{239}Np има период на полураспаѓање на 23 минути и 2,3 дена. Тие се конвертираат во фисибилен ^{239}Pu за многу краток временски период. При распад на ^{239}U со α -распад и период на полураспад 25 000 години, не се менува неговата количина во период од 1-2 години, односно период при кој горивото се наоѓа во реакторот.

Активноста (однос на распаѓање) зависи од периодот на полураспаѓање и има широк ранг на вредности. Бекерел е мала единица за активност и обично како мерка за активност се користи мерка со метрички префикс, односно $\text{kBq}=10^3 \text{ Bq}$ (килобекерел), $\text{MBq}=10^6 \text{ Bq}$ (мегабекерел), $\text{GBq}=10^9 \text{ Bq}$ (гигабекерел), $\text{TBq}=10^{12} \text{ Bq}$ (терабекерел). Од друга страна Кири е голема единица и затоа како префикс се користат $\text{mCi}=10^{-3} \text{ Ci}$ (миликири), $\mu\text{Ci}=10^{-6} \text{ Ci}$ (микрокири), $\text{nCi}=10^{-9} \text{ Ci}$ (нанокири), $\text{pCi}=10^{-12} \text{ Ci}$ (пикокири). На пример контаминација од 8×10^{-9} на радиоактивен ^{131}I , резултира со активност од $1 \text{ mCi} = 37 \text{ MBq}$.

ПРИМЕР 4.1.

Една радиоактивна супстанција има активност од 6144 Bq. Колкав ќе биде бројот на периодите на полураспад при намалување на активноста на 6 Bq ?

Решение:

$$\frac{A_0}{A_t} = 2^n \Rightarrow \frac{6144}{6} = 2^n \Rightarrow 1024 = 2^n$$

Односно, потребни се $n = 10$ полураспади.

ПРИМЕР 4.2.

Колку ќе изнесува активноста по 6 периоди на полураспад, при актуелна активност на супстанцијата од 192 Bq?

Решение:

$$A_t = A_0 (1/2)^n$$

$$A_t = 192 (1/2)^6 = \frac{192}{2^6} = \frac{192}{64}$$

$$A_t = 3 \text{ Bq}$$

ПРИМЕР 4.3.

Колку изнесува времето t по $n = 10$ полураспади и при период на полураспад $T_{1/2} = 25$ минути?

Решение:

$$n = \frac{t}{T_{1/2}} \Rightarrow t = n \cdot T_{1/2} = 10 \cdot 25 = 250 \text{ min}$$

4.2. Неутрони и неутронска интеракција

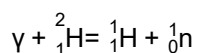
Нуклеарните реактори не можат да работат без неутрони. Неутроните ја индуцираат реакцијата на фисија, а при фисија се формираат повеќе неутрони. Произведените неутрони учествуваат во друга реакција [15,16,17,18,19].

4.2.1. Производство на неутрони

Поголемиот број на неутрони во реакторот се произведуваат директно при реакцијата на фисија. Околу 0,5 % од неутроните во реакторот се емитуваат како дел на фисиони продукти при распадат. Овие два типа на неутрони се нарекуваат како моментални и одложени неутрони. Друг извор на неутрони во реакторите е фотонеутронската реакција.

4.2.2. Фотонеутронска реакција

Енергетските гама зраци можат да прават интеракција со јадрата на деутериум при што се ослободува неутрон. Јадрото на деутериумот станува нормално јадро на водород и неутронот може слободно да се движи во околината:



Минималната енергија на гама зраците потребна за изведување на реакцијата е 2,22 MeV и се сретнува под името енергија на прагот. Оваа енергија се апсорбира и вкупната маса се зголемува за 0,00239 u. Од тоа може да се заклучи дека енергијата се претвора во маса и обратно. Фотонеутронската реакција е пример на конверзија на енергијата во маса, како што е производството на електрон-позитрон паровите. Вредноста на енергијата на прагот може да се определи со мерење на разликата на масите на почетниот деутериум и формиранитот водороден атом и неутронот. При тоа се добива дека факторот на конверзија на масата во енергија изнесува:

$$1u = 931,5 \text{ MeV.}$$

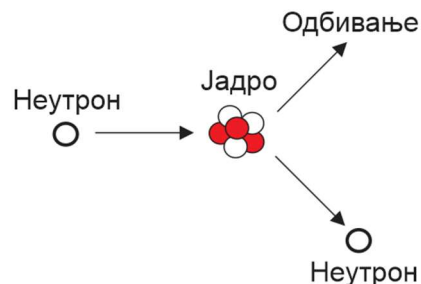
4.2.3. Неутронска интеракција

Во овој дел ќе бидат претставени 5 реакции на интеракција на неутронот со јадрото. Првите две се реакции познати под името реакции на судир, при кои доаѓа до исфрлање на неутронот. Останатите реакции се реакции на апсорпција при кои неутронот се апсорбира во јадрото, а од него се исфрла нешто друго.

Еластичен судир – (n, n).

Еластичниот судир може фигуративно да се претстави како судир на топчињата од билијард. Неутронот се судира со јадрото, предава одредена енергија кон него, и се одбива во друга насока. Фракцијата на неговата почетна енергија се губи во зависност од условите на судирот со јадрото. Погоденото јадро ја прима енергијата од неутронот и се забрзува (сл. 4.5).

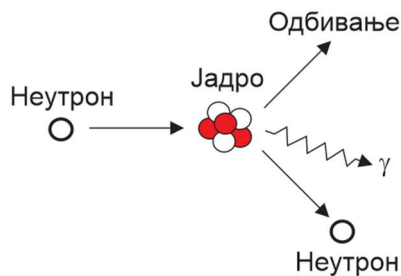
Лесните јадра се многу поефективни за забавување на неутроните. Кога неутронот се судира со тешко јадро, се одбива со мала загуба на брзината, при што предава мала енергија. Од друга страна, неутроните нема да се судрат со лесната електронска обвивка околу јадрото, туку треба да патуваат директно кон јадрото.



Сл. 4.5. Еластичен судир

Нееластичен судир – (n, n γ).

Неутронот удира право во јадрото, но привремено се апсорбира и се формира сложено јадро. Тогаш јадрото е во возбудена состојба, но може да биде во невозбудена состојба со емитување на друг неутрон со ниска енергија заедно со гама фотон кој ја презема таа енергија. Овој процес се нарекува нееластичен судир и обично се случува кога неутроните со висока енергија се во интеракција со тешки јадра. Овој процес е од мала практична важност за работата на реакторот (сл. 4.6).

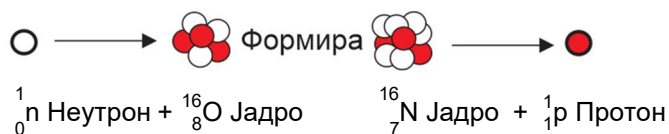


Сл. 4.6. Нееластичен судир

Трансмутација – (n, p), (n, α).

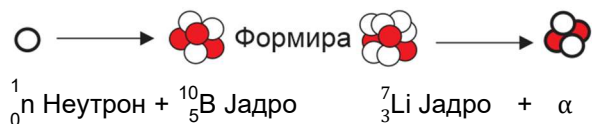
Јадрото може да го апсорбира неутронот, при што се формира сложено јадро, кое потоа се деенергенизира со емитување на наелектризирани честички како протон или алфа честички. Тоа формирано јадро е на друг елемент. Оваа реакција се нарекува трансмутација. Трансмутацијата е трансформација на еден во друг елемент преку нуклеарна реакција.

Неутрон-протон реакција (n, p): Пример на оваа реакција е ^{16}O зафаќа неутрон и емитува протон од ^{16}N :



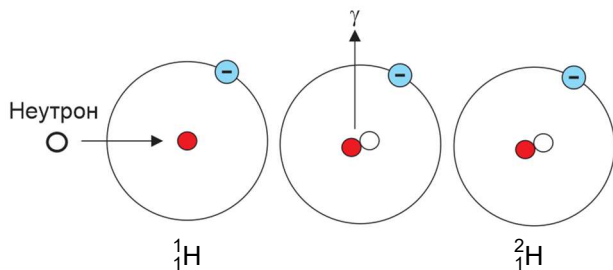
Производот ^{16}N е радиоактивен со период на полураспаѓање 7,1 s. ^{16}N е бета емитер, но поважно е дека тој исто така емитува високоенергетски гама зраци со висока способност за пенетрација.

Неутрон–алфа реакција (n, α): Неутронот се зафаќа од ^{10}B според следната реакција:



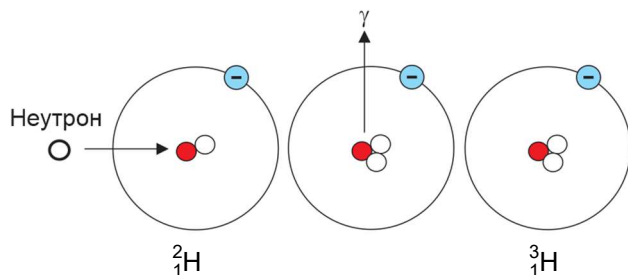
Радиоактивно зафаќање – (n, γ).

Ова нуклеарна реакција е многу честа. Формираното сложено јадро емитува само гама фотон. Со други зборови, формираното јадро е изотоп на истиот елемент на оригиналното јадро. Масениот број на елементот се зголемува за единица. Наједноставен пример на реакцијата на зафаќање е кога водородот апсорбира неутрон и се формира деутериум:



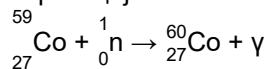
Формираниот деутериум е стабилен нуклеид. При повеќе радиоактивни апсорпции како продукт се појавува радиоактивност, односно тие се бета-гама емитери.

Од формираниот деутриум на ист начин се формира јадро на тритиум:



Тритиумот е нестабилен изотоп кој може да предизвика опасност од радијација во некои типови на реактори.

Стабилен ^{59}Co преминува преку реакцијата на радиоактивна апсорпција во високорадиоактивен ^{60}Co , според следната реакција:



^{60}Co има долг период на полураспад (5,25 години) и емитува гама зрачење со висока продорна моќ при распадот и претставува сериозна опасност како продукт кој ја активира корозијата. Нормалните челици обично во својот состав содржат мала количина кобалт и затоа во реакторите се користат челици кај кои стриктно е лимитирана количината на кобалт, поради опасност од радијација. ^{60}Co претежно се користи за медицински цели.

Од претходниот текст може да се заклучи дека прикажаните 5 равенки можат да се поделат на два типа р-ки: реакции на судир (првите две) и реакции на апсорпција (останатите три). Равенките можат да бидат напишани на следниот конвенционален начин: [15,16,17,18,19]

Равенка	Ознака (пишување)
$^1_0\text{n} + ^2_1\text{H} \rightarrow ^2_1\text{H} + ^1_0\text{n}$	$^2_1\text{H}(n,n)^2_1\text{H}$
$^1_0\text{n} + ^{238}_{92}\text{U} \rightarrow ^{238}_{92}\text{U} + ^1_0\text{n} + \gamma$	$^{238}_{92}\text{U}(n,\gamma)^{238}_{92}\text{U}$
$^1_0\text{n} + ^{16}_8\text{O} \rightarrow ^{16}_7\text{N} + ^1_1\text{p}$	$^{16}_8\text{O}(n,p)^{16}_7\text{N}$
$^1_0\text{n} + ^{10}_5\text{B} \rightarrow ^7_3\text{Li} + ^4_2\alpha$	$^{10}_5\text{B}(n,\alpha)^7_3\text{Li}$
$^1_0\text{n} + ^{59}_{27}\text{Co} \rightarrow ^{60}_{27}\text{Co} + \gamma$	$^{59}_{27}\text{Co}(n,\gamma)^{60}_{27}\text{Co}$
$^1_0\text{n} + ^2_1\text{H} \rightarrow ^3_1\text{H} + \gamma$	$\text{D}(n,\gamma)\text{T}$
$^1_0\text{n} + ^1_1\text{H} \rightarrow ^2_1\text{H} + \gamma$	$^1_1\text{H}(n,\gamma)^2_1\text{H}$
$\gamma + ^2_1\text{H} \rightarrow ^1_1\text{H} + ^1_0\text{n}$	$^2_1\text{H}(\gamma,n)^1_1\text{H}$

4.3. Фисија

Во 1932 година Англискиот физичар James Chadwick го открил неутронот.

Во 1934 година истражувањето на Enrico Fermi со колегите од Рим резултирало со бомбардирање на ураниум со бавни неутрони и откривање радиоактивни изотопи во продуктите на распадат.

Во 1939 година Otto Hahn и Fritz Strassman извршиле бомбардирање на јадро на ^{235}U со неутрони и откриле дека јадрото на ^{235}U по одредено време се поделило на две јадра со средна маса. Ова откритие довело до следните битни заклучоци, дека при оваа реакција:

1. се произведува енергија,
2. се ослободуваат поголем број на неутрони.

Тој процес бил наречен фисија, која се дефинира како поделба на тешките јадра во две полесни јадра.

Во 1939 година, по ова откритие Lise Meitner и Otto Frish продолжиле со истражувањето и дошле до заклучок дека неутроните произведени при фисија можат да бидат причина за предизвикување фисија, односно една фисија предизвикува друга, при што се ослободува огромна количина на енергија. Во 1944 год. Otto Frish добил Нобелова награда за хемија за откривањето на нуклеарната фисија.

Во 1940 година руските физичари Георги Флеров и Константин Петержак ја откриле спонтаната фисија на ^{235}U [15,16,17,18,19].

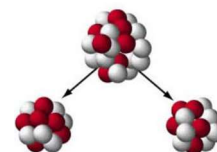
4.3.1. Нуклеарна фисија – дефиниција и видови

Нуклеарната фисија е распад на две или повеќе полесни јадра. Во однос на нејзиното предизвикување, фисијата може да биде:

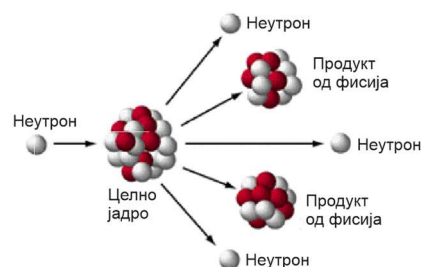
- **Спонтана фисија** (тунелски ефект) (сл. 4.7).
- **Индуцирана фисија**, од нуклеарни реакции на пример со бомбардирање на неутрони (сл. 4.8).

Од енергетска гледна точка поповолна е фисијата на тешки изотопи. Продукти од фисијата се две произведени јадра со иста (слична) големина и обично со масен удел околу 3:2 за вообичаените фисибилни изотопи.

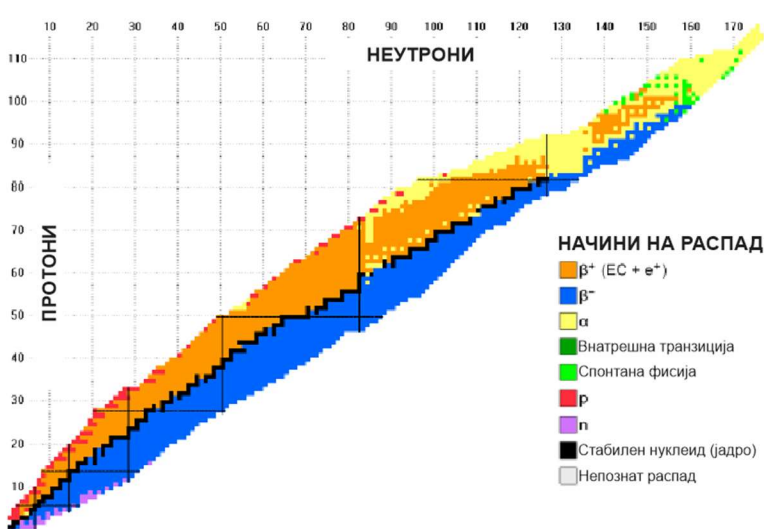
Начините на распаѓање се објаснети на сл. 4.9.



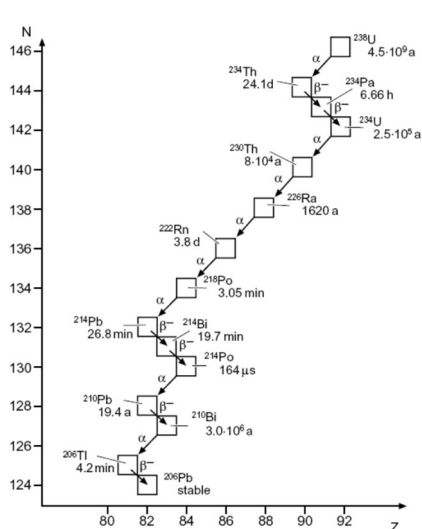
Сл. 4.7. Спонтана фисија



Сл. 4.8. Индуцирана фисија



Начини на распад во N-P дијаграм

Верижан распад на ^{238}U во N-Z дијаграм

Сл. 4.9. Начини на распад

Спонтаната фисија е многу подолга од таа при радиоактивен α -распад и можна е само кај многу тешки елементи. На пример периодот на полураспад кај спонтаната фисија изнесува $T_{1/2} = 5 \times 10^{15}$ години, односно тоа се околу 35 спонтани распада на ^{238}U во 1 грам на ^{238}U за време од 1 час.

Во наредната таб. 4.1 е даден периодот на полураспаѓање при спонтаната фисија на различни тешки јадра [16,17].

Таб. 4.1. Период на полураспаѓање на различни тешки јадра при спонтаната фисија и α -распад:

Јадро	Период на полураспаѓање (години)	
	Спонтаната фисија	α -распад
$^{232}_{90}\text{Th}$	$1,3 \times 10^{18}$	$1,41 \times 10^{10}$
$^{235}_{92}\text{U}$	$1,9 \times 10^{17}$	$7,1 \times 10^8$
$^{238}_{92}\text{U}$	$5,9 \times 10^{15}$	$4,5 \times 10^9$
$^{238}_{94}\text{Pu}$	$4,9 \times 10^{10}$	89,6
$^{239}_{94}\text{Pu}$	$5,5 \times 10^{15}$	$24,3 \times 10^3$
$^{240}_{94}\text{Pu}$	$1,3 \times 10^{11}$	$6,6 \times 10^3$
$^{242}_{94}\text{Pu}$	7×10^{10}	$3,5 \times 10^5$
$^{241}_{95}\text{Am}$	$2,3 \times 10^{14}$	432,6

Нуклеарната фисија се изведува според следниот механизам:



За фисија на тешки јадра потребна е влезна енергија од околу 7+8 MeV за совладување на силата на врзување на јадрото во сферичен или приближно сферичен облик.



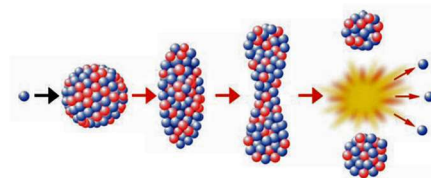
Деформирање во елиптичен облик.



Деформирање во двосферичен поврзан облик под дејство на позитивен полнеж до критично растојание на раздвојување.



Процес на раздвојување под дејство на енергија и електромагнетно одбивање. Резултат се два фрагменти на фисија кои меѓусебно се оддалечуваат и плус неколку неутрони.

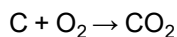


4.3.2. Ослободена енергија при фисија

Пред 20-тиот век, масата и енергијата биле разгледувани како посебни големини, опишувани со конзервативните закони во тој период:

- зачувување на масата, масата не може да се создаде ниту да се изгуби.
- зачувување на енергијата, енергијата не може да се создаде ниту да се изгуби.

Согорувањето на јаглеродот ги прикажува двата закони. Атомот на јаглерод хемиски реагира со молекул на кислород според реакцијата:



При секоја реакција се ослободуваат 5 eV енергија. Ако количината на согорениот јаглерод, а потоа добиениот гасен јаглерод диоксид (CO₂) се собере и измери, се добива маса еднаква на збирот на масите на јаглеродот (C) и кислородот (O₂). Тоа значи дека масата е зачувана.

Ослободената енергија од 5 eV од хемиската потенцијална енергија се трансформира во топлина за согорување. Еден облик на енергија се трансформира во друг облик на енергија, но таа не се создава ниту се губи. Големината на енергијата не се менува, а тоа значи дека е зачувана.

Двата закони на зачувување сè уште се применуваат во многу процеси, но фисијата и другите нуклеарни реакции се спротивставуваат на овие закони. Имено, со уништување на масата се создава енергија и обратно со уништување на енергијата се создава маса.

Ајнштајн (Einstein) ја предвидел зависноста меѓу масата и енергијата во 1905 година. Тој ги открил недостатоците во класичната физика и ја дал зависноста на масата и енергијата со следната равенка:

$$E = mc^2$$

E J = енергија

m kg = промена на масата

c m/s = брзина на светлината (3×10^8 m/s)

Оваа равенка генерално се гледа дека е точна, но хемиските реакции не го покажуваат тоа. Тоа може да се покаже при комплетно согорување на 1 kg јаглен: [15,16,17,18,19]

Енергијата ослободена при комплетно согорување на 1 kg јаглен е $E = 3,36 \times 10^7$ J или прикажано во друга единица околу 10 kWh ($3,6 \times 10^6$ J = 1 kWh).

Ако се искористи претходната равенка:

$$E = mc^2 \text{ односно}$$

$$m \text{ (променета)} = \frac{E}{c^2} = \frac{3,36 \cdot 10^7 \text{ J}}{(3 \cdot 10^8 \text{ m/s})^2} = 3,7 \cdot 10^{-10} \text{ kg}$$

Оваа вредност на промената на масата е многу мал дел од почетната маса од 1 kg и не постои начин да се измери.

Слична е пресметката при согорување на еден атом на јаглерод кај кој треба се конвертира милијардети дел на масата во енергија, односно енергијата добиена при конверзија на еден атом на C во CO₂ изнесува 5 eV.

Со користење на факторот на конверзија на масата во енергија, односно $931,5 \text{ MeV} = 1 \text{ u}$, се добива вредноста на конвертирана маса во енергија:

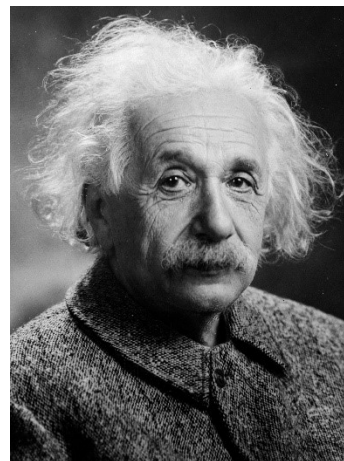
$$5 \times 10^{-6} \text{ MeV} / 931,5 \text{ MeV/u} = 0,000 \text{ 005 4 u}$$

Оваа вредност е околу 1/10000 од масата на електронот и не постои технологија за мерење на толку мала промена на масата.

За споредба ќе послужи комплетната фисија на 1 g на ²³⁵U. Енергијата при фисија на 1 g на ²³⁵U изнесува $8,2 \times 10^{10}$ J. Тоа е околу 1 MWd (мегават-ден) топлинска енергија (24000 kWh = 1 MWd).

$$m \text{ (променета)} = \frac{E}{c^2} = \frac{8,2 \cdot 10^{10} \text{ J}}{(3 \cdot 10^8 \text{ m/s})^2} = 9 \cdot 10^{-4} \text{ g}$$

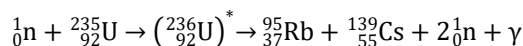
Масата која се конвертира во енергија при генерирање на 1 MWd изнесува околу 1 mg, или околу 0,1 % од оригиналната маса и може да се измери.



Albert Einstein

Овој пример покажува дека при комплетна фисија на сите атоми на 1 g на ^{235}U се произведува 1 MWd топлинска енергија. При единечна фисија не се произведува голема количина на енергија, но еден грам на природен ураниум содржи $1,28 \times 10^{19}$ атоми на ^{235}U .

Ако се проследи фисијата на еден самостоен атом на ^{235}U , лесно може да се забележи дека неутронот навлегува во јадрото на ^{235}U и формира високо возбудено сложено јадро на ^{236}U , спремно за фисија. Типичната фисија е прикажана на **сл. 4.10** и со следната равенка:



Материјален биланс:

Маса на реактантите	236,050 u
Маса на продуктите	235,865 u
Променета маса (супстракт)	0,190 u

При трансформацијата на 0,19 u на масата се ослободува околу 180 MeV енергија. Со додавање на подоцна ослободената енергија при радиоактивен распад на продуктите на фисијата се добиваат вкупно околу 200 MeV енергија.

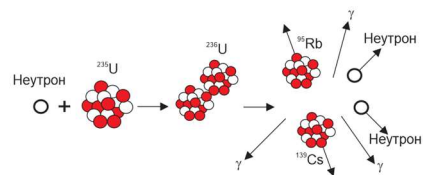
Фисијата на тешките елементи е егзотермна реакција при која се ослободува голема количина на енергија (околу 1 MeV по јадро) во вид на електромагнетно зрачење и кинетичка енергија на фрагментите (загревање на најголемиот дел на материјалот во кој се врши фисијата).

При фисија се произведува енергија при што енергијата на врзување на резултантните елементи мора да е поголема од онаа на почетниот елемент (**сл. 4.11**).

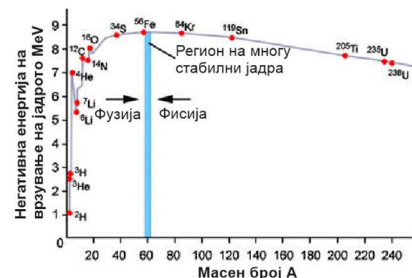
Фисијата е форма на нуклеарна трансмутација затоа што фисионите фрагменти (резултирачки елементи) не се еднакви со оригиналниот елемент.

Од претходниот текст може да се види дека при типична фисија се ослободува околу 200 MeV енергија, при секој фисионен настан (при секоја фисија). За споредба, при хемиска реакција на оксидација (согорување на јаглен) се ослободуваат неколку eV по настан. Според тоа, нуклеарното гориво содржи десет милиони пати поголема корисна енергија по единица маса во однос на хемиските горива. На пример 1 g на ^{235}U е еквивалентен на 1 t јаглен (3,5 t CO_2 ?).

Енергијата при фисија е ослободена енергија од јадро со маса $M(A,Z)$ на фрагменти од фисијата со маси $M_1(A_1,Z_1)$ и $M_2(A_2,Z_2)$, односно: [15,16,17,18,19]



Сл. 4.10. Фисија на ^{235}U



Сл. 4.11. Енергија на врзување

$$Q_f = M(A, Z)c^2 - [M_1(A_1, Z_1)c^2 + M_2(A_2, Z_2)c^2] =$$

$$Q_f = W_1(A_1, Z_1) + W_2(A_2, Z_2) - W(A, Z)$$

$W(A, Z)$ = вкупна енергија на врзување

$$\varepsilon = \frac{W(A, Z)}{A} = \text{енергија на врзување по јадро}$$

Енергијата на врзување изразена според течниот капка модел на Weizsacker, каде $W = E_B$, изнесува:

$$E_B = \underbrace{a_v \cdot A}_{\text{Волумен}} - \underbrace{a_s \cdot A^{\frac{2}{3}}}_{\text{Површина}} - \underbrace{a_c \cdot \frac{Z^2}{A}}_{\text{Coulomb}} - \underbrace{a_{\text{sym}} \cdot \frac{(N-Z)^2}{A}}_{\text{Асиметрија}} - \underbrace{\frac{\delta}{A^{\frac{1}{2}}}}_{\text{Спарување}}$$

Емпириските вредности за параметрите се:

$$a_v = 16 \text{ MeV}$$

$$a_s = 20 \text{ MeV}$$

$$a_c = 0,75 \text{ MeV}$$

$$a_{\text{sym}} = 21 \text{ MeV}$$

$$\delta = \begin{cases} -11,2 \frac{\text{MeV}}{c^2} & \text{за парни } Z \text{ и } N \text{ (парни-парни јадра)} \\ 0 \frac{\text{MeV}}{c^2} & \text{за непарно } A \text{ (непарни-парни јадра)} \\ +11,2 \frac{\text{MeV}}{c^2} & \text{за непарни } Z \text{ и } N \text{ (непарни-непарни јадра)} \end{cases}$$

Фисијата според симетричноста може да биде:

Симетрична фисија кај која фисионите фрагменти се со еднакви маси, односно:

$$M_1(A_1, Z_1) = M_2(A_2, Z_2) = M(A/2, Z/2)$$

Тогаш енергијата на врзување е:

$$Q_f = 2W(A/2, Z/2) - W(A, Z) \approx$$

$$Q_f \approx [E_s(A, Z) + E_c(A, Z)] - 2[E_s(A/2, Z/2) + E_c(A/2, Z/2)]$$

E_s = површинска енергија

E_c = енергија Coulomb

Фисијата е енергетски повољна при $Q_f > 0$ и тогаш параметарот на фисија е:

$$\frac{Z^2}{A} \geq 17 \text{ за нуклеиди со } A > 90$$

Асиметрична фисија кај која фисионите фрагменти се со различни маси, односно:

$$M_1(A_1, Z_1), M_2(A_2, Z_2)$$

при која фисионите продукти се со атомски број:

$$A_{\text{лесни}} = 95 \mp 15$$

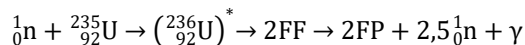
$$A_{\text{тешки}} = 135 \mp 15$$

односно:

$$\frac{A_{\text{лесни}}}{A_{\text{тешки}}} \approx \frac{Z_{\text{лесни}}}{Z_{\text{тешки}}} \approx \frac{2}{3}$$

4.3.3. Фисиони фрагменти

Главната равенка на фисија на ураниумот е:



Сложеното јадро по фаќањето на термичкиот неутрон има голем вишок на енергија. Со ѕвездичка е обележана возбудената состојба на ${}^{236}\text{U}$. Од равенката може да се види дека во меѓучекорот на фисијата на сложеното јадро се појавуваат два фисиони фрагменти (FF).

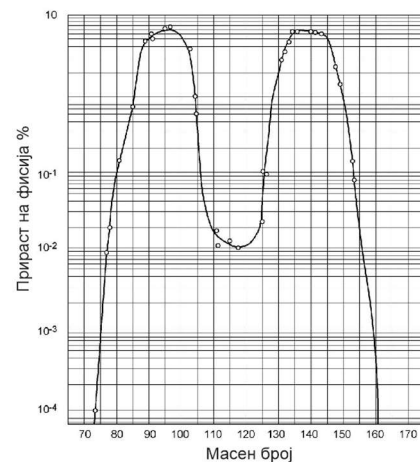
Иницијалните фисиони фрагменти го напуштаат местото на фисија со брзина од 9×10^6 m/s (32 милиони km/h). Поголемиот дел од енергијата од фисијата (околу 84 %) е во форма на кинетичка енергија на фисоните фрагменти.

Фисоните фрагменти се позитивно високо набиени и брзо запираат и ја предаваат својата енергија на многу кратко растојание (5×10^{-4} cm). Со јонизација се предава најголем дел на енергијата на околното гориво. Возбудените блиски атоми и директните судири на фрагментите со атомските јадра, исто пренесуваат одредена енергија. Горивото се загрева и се зголемува движењето на атомите и молекулите со овие интеракции.

Иницијалните фрагменти се високо возбудени и нестабилни. Нестабилните јадра се познати како фисиони продукти (FP) и се прикажани во равенката. Фисионите неутрони и брзите гама зраци во равенката се прикажани како емисии.

Фисионите продукти се со однос неутрон/протон еднаков како јадрата на ${}^{235}\text{U}$ ($n/p = 143/92 = 1,55$), што одговара на полесните јадра. Односот неутро/протон за постигнување на стабилност потребно е да биде понизок, блиску до 1,3 за лесни фрагменти со $A = 95$, и блиску до 1,4 за тешките фрагменти со $A = 140$. Фисионите фрагменти се богати со неутрони и во зависност од распаѓот со бета-гама емисија.

Масата на фисионите продукти се менува во рангот прикажан на [сл. 5.12](#). При типична фисија се произведуваат тешки фрагменти и полесни фрагменти кои носат најголем дел од кинетичката енергија.



Сл. 5.12. Промена на фисионите продукти

4.3.4. Потенцијална енергија на фисија

За определување на потенцијалната енергија на фисијата прво е потребно да се определи атомскиот број Z при кој јадрата стануваат нестабилни, односно да се определи точката каде природното одбивање на протоните на Coulomb ја надминува атрактивната природа на нуклеарните сили. [16,17,18,19].

Проценката може да се направи со земање во обзир на површинската и енергијата на Coulomb при деформација на фисијата. При деформацијата на јадрото површинската енергија расте, а енергијата на Coulomb се намалува. Ако при деформацијата се постигнува енергетски поволна конфигурација, јадрото е нестабилно.

На сл. 5.13 е прикажана потенцијалната енергија во различни нивоа на реакцијата на фисија. Јадро со полнеж Z спонтано се распаѓа на две нови јадра. Полната линија е линија на потенцијалот на оригиналното јадро. Во зависност од големината на бариерите за фисија R се определува веројатноста за изведување спонтана фисија. Бариерата за фисија исчезнува за јадра со $Z^2/A > 48$ и тогаш потенцијалот кореспондира со испрекинатата линија (линија на потенцијалот).

Фисионите бариери може да се определат со одржување константен волумен на јадрото при деформација на јадрото од облик на сфера во елипсоид со оски (сл. 5.14):

$$a = R(1+\varepsilon) \text{ и } b = R(1-\varepsilon/2)$$

$$\varepsilon = \text{деформација}$$

Површинската енергија во тој случај се изразува:

$$E_s = a_s A^{2/3} \left(1 + \frac{2}{5} \varepsilon^2 + \dots\right)$$

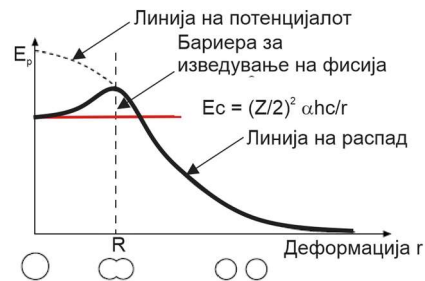
Енергијата на Coulomb соодветно е:

$$E_c = a_c Z^2 A^{-1/3} \left(1 - \frac{1}{5} \varepsilon^2 + \dots\right)$$

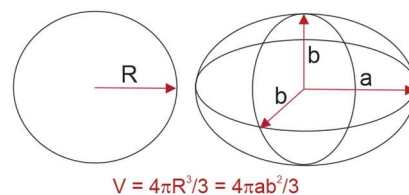
Соодветно на тоа при деформацијата се менува вкупната енергија на следниот начин:

$$\Delta E = \frac{\varepsilon^2}{5} (2a_s A^{2/3} - a_c Z^2 A^{-1/3})$$

Кога ΔE е негативна вредност, деформацијата е енергетски фаворизирана.



Сл. 5.13. Потенцијална енергија во различни нивоа на реакцијата на фисијата



Сл. 5.14. Јадро во облик на сфера и елипсоид

Фисионите бариери исчезнуваат кога:

$$\frac{Z^2}{A} \geq \frac{2a_s}{a_c} \approx 48$$

Тоа важи во случај на јадра со $Z > 114$ и $A > 270$.

На [сл. 5.15](#) се прикажани фисионите бариери во зависност од енергијата на фисија Q_f и фисиониот параметар Z^2/A . Фисионата бариера U може да се изрази:

$$U(r) = V_{\text{max}} - V|_{r=0}$$

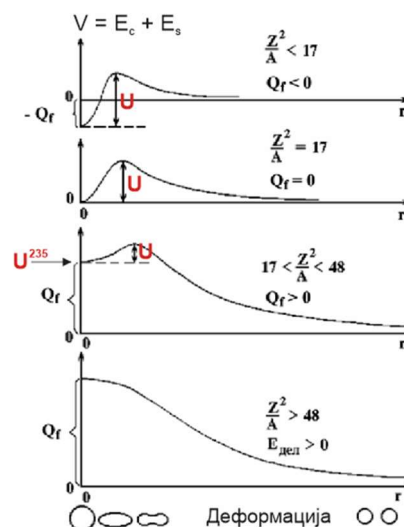
4.3.5. Вержна реакција на фисија

За подобро објаснување на верижната реакција на фисија ќе биде искористена единечната фисија на ^{235}U прикажана на [сл. 5.16](#). Од претходниот текст, под дејство на еден неутрон врз ^{235}U се формира нестабилно јадро на ^{236}U , кое се распаѓа на продукти од фисијата, односно две јадра на други елементи (во овој случај ^{92}Kr и ^{141}Ba) и (2+3) неутрони. Произведените неутрони се со континуиран енергетски спектар со максимална енергија од 1 MeV. При фисијата се произведуваат брзи неутрони кои веднаш се емитираат при фисијата и бавни неутрони (1 %) кои се емитираат од радиоактивниот распад на продуктите на фисијата. Неутронскиот спектар при фисија на ^{235}U е прикажан на [сл. 5.17](#). [15,16,17,18,19]

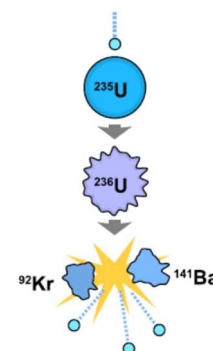
При типична фисија се произведуваат од (0+5) неутрони и приближно може да се усвои просечна вредност од 2,5 неутрони за фисија на ^{235}U . Покрај приближувањето, овој број на неутрони е способен за производство на понатамошни фисии. На [сл. 5.18](#) е прикажано како еден неутрон произведува два, 2 даваат 4, 4 даваат 8 неутрони итн. Тоа може да резултира со илјада фисии за 10 генерации.

Овој вид на мултипликација не е поволна кај реакторите кај кои се бара постојано производство на електрична енергија. Кај овој тип реактори се бара секоја фисија да предизвика само една друга фисија, односно 1,5 неутрони треба да се доволни за предизвикување на друга фисија. Оваа условена реакција кај која секоја фисија предизвикува само една друга фисија се нарекува **самоодржлива верижна реакција**.

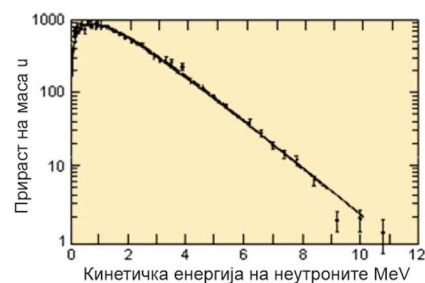
На [сл. 5.19](#) е прикажана споредба на две различни нуклеарни реакции, односно реакција на **фисија** на тешки изотопи (^{235}U) и **фузија** на лесни изотопи (^2H и ^3H).



Сл. 5.15. Фисиони бариери



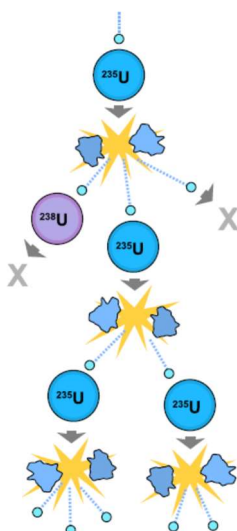
Сл. 5.16. Единечна фисија на ^{235}U



Сл. 5.17. Неутронски спектар на ^{235}U

При нуклеарната верижна реакција се ослободува неколку милиони пати поголема енергија во однос на која било хемиска реакција.

Шематски нуклеарната верижна реакција се одвива на следниот начин:



1

Атомот на ^{235}U апсорбира неутрон и со фисија се добиваат два нови атоми (фисиони фрагменти) при што се ослободуваат три нови неутрони со иста енергија на врзување.

2

Еден од трите неутрони се апсорбира од атом на ^{238}U и реакцијата престанува. Другиот неутрон едноставно се губи, не се судрува со ништо и не ја продолжува реакцијата. Третиот неутрон се судрува со атом на ^{235}U и фисијата продолжува, при што се произведуваат два неутрони и одредена енергија.

3

Двата неутрони се судруваат со атоми на ^{235}U и секои од нив ја продолжува фисијата при која повторно се произведуваат $(1+3)$ неутрони кои се услов за продолжување на реакцијата.

Верижната реакција на фисија се одвива според следниот генерациски распоред:

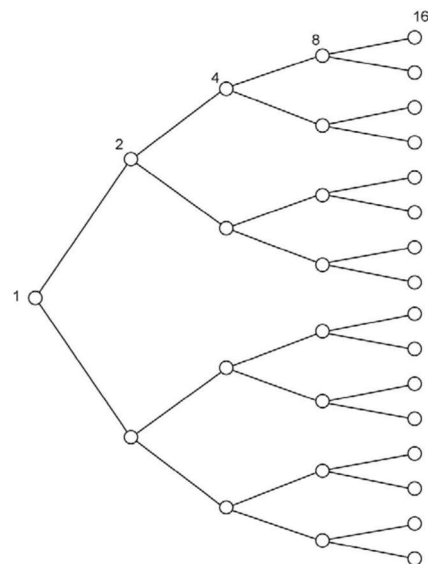
1-ва генерација \rightarrow 2 неутрони

.....

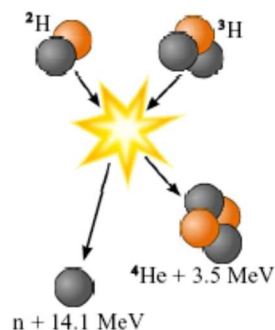
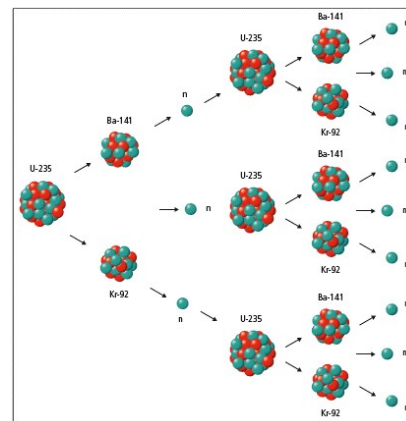
k-та генерација $\rightarrow 2^k$ неутрони

Средното време на генерацијата Λ е просечно време од емисијата на неутрони до фаќањето на продуктите од фисијата и изнесува $\Lambda = (10^{-7} \div 10^{-8})$ s. На пример за 80-та генерација времето $\Lambda = (10^{-5} \div 10^{-6})$ s и во текот на тој период се произведуваат $2^{80} = 10^{24}$ неутрони, што предизвикува фисија на 10^{24} јадра (140 g) на ^{235}U , при што се ослободува 3×10^{13} W енергија ($1 \text{ W} = 1 \text{ J/s}$, $1 \text{ eV} = 1,602 \times 10^{-19} \text{ J}$), што е еквивалентно на 1000 t масло за ложење.

Контролирана верижна реакција на фисија може да се изведе со изотопите ^{235}U , ^{233}U и ^{239}Pu . Хемиските изотопи кои можат да обезбедат верижна реакција на фисија се нарекуваат нуклеарни или фисибилни изотопи. Најупотребувано гориво е ^{235}U (изотоп на ураниум со атомска маса 235) и се користи во нуклеарните реактори и ^{239}Pu (изотоп на плутониумот со атомска маса 239).



Сл. 5.18. Верижна реакција на фисија



Сл. 5.19. Реакција на фисија и фузија

Ефективниот неутронски мултипликационен фактор k , е просечен број на неутрони произведен од една фисија и причинител на друга фисија, односно:

$$k = \frac{\text{број на неутрони во една генерација}}{\text{број на неутрони во претходните генерации}}$$

Преостанатите неутрони се апсорбираат во нефисиони реакции или го напуштаат системот без да бидат апсорбирани. Од вредноста на k зависи изведувањето на верижната нуклеарна реакција, односно:

- $k < 1$ (покритичен): Во системот не може да се одржи верижна реакција и секој почеток на верижната реакција се уништува со тек на времето. Во секоја индуцирана фисија во системот се случуваат просечно $1/(1-k)$ фисии.
- $k = 1$ (критичен): Секоја фисија предизвикува просечно уште една фисија што доведува до константно ниво на фисијата (константна моќ). Нуклеарните термоцентрали работат со $k = 1$, освен при зголемување или намалување на моќта.
- $k > 1$ (наткритичен): За секоја фисија во материјалот најверојатно ќе има k фисии по средното време на генерација. Бројот на фисии расте експоненцијално според равенката $e^{(k-1)t/\Lambda}$, каде t е поминато време. Нуклеарните оружја се дизајнирани да работат при оваа состојба.

Во наредниот текст ќе бидат разгледани два случаи за вредноста на k кај верижните нуклеарни реакции:

1. Идеален случај – бесконечен нуклеарен медиум

$$k = k_{\infty}$$

$$k_{\infty} = \eta f p \varepsilon$$

η = фактор на репродукција – број на произведени фисиски неутрони по апсорпција во горивото,

f = фактор на термичко искористување – веројатност на апсорпција на неутронот во горивниот материјал,

p = веројатност од појава на резонанција – дел на фисиони неутрони кои се забавуваат при фисијата до термички енергии без апсорпција,

ε = фактор на брза фисија = $\frac{\text{вкупен број на фисиони неутрони}}{\text{број на фисиони неутрони само од термичка фисија}}$

2. Реален случај – конечен нуклеарен медиум (реакторска зона)

Неутронот ја напушта зоната на реакцијата:

$$k = k_{\infty}P$$

P = веројатност за останување на неутронот во зоната на реакција. Тоа зависи од конструкцијата на зоната на реакција, геометријата на зоната и околниот материјал.

Вредностите на факторот на репродукција η се прикажани во таб. 4.2. [17,18].

Таб. 4.2. Вредности на факторот на репродукција η во зависност од видот на неутроните и видот на гориво:

		$^{234}_{92}\text{U}$	$^{236}_{92}\text{U}$	$^{240}_{94}\text{Pu}$
Термички неутрони $E = 0,025 \text{ eV}$	ν	2,52	2,47	2,91
	η	2,28	2,07	2,09
Брзи неутрони $E = 1 \text{ Mev}$	ν	2,7	2,65	3,0
	η	2,45	2,3	2,7
ν = просечен број на неутрони по фисија				

При можните реакции со неутроните:

- Реакција на фисија (n, f) – пресек σ_{nf}
 - Радиоактивна апсорпција (n, γ) – пресек $\sigma_{n\gamma}$
- факторот на репродукција изнесува:

$$\eta = \nu \frac{\sigma_{nf}}{\sigma_{nf} + \sigma_{n\gamma}}$$

Кај верижната реакција на фисија факторот на репродукција изнесува: $\eta > 1$, а η зависи од квалитетот на горивото (поголемо η поквалитетно гориво).

4.3.5. Неутрони

Брзи и бавни неутрони.

Поголемиот број неутрони (99,35%) при фисија на ^{235}U се раѓаат за време на фисијата (10^{-14} s по апсорпција на неутроните). Мал број на фисиони продукти емитуваат неутрон при нивниот распад. Овие распаднати фисиони продукти се причината за формирање на останатите 0,65 % неутрони.

Неутроните кои се раѓаат (формираат) моментално за време на одвивање на фисијата се нарекуваат **брзи неутрони**. Просечниот животен век на неутроните пред емисијата од фисионите продукти е 13 s. Овие неутрони се нарекуваат **бавни (забавени) неутрони** и се потребни за контрола на реакторите. [15,16,17,18,19]

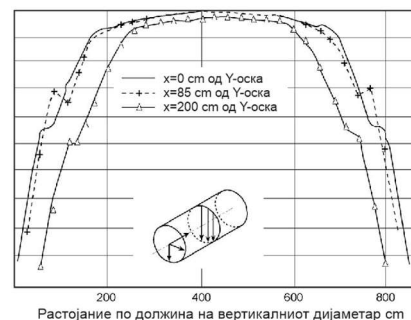
Енергија на неутроните.

Неутроните од фисија имаат релативно висока енергија од околу 2 MeV. Неутроните со висока енергија се движат со брзина од неколку проценти од брзината на светлината и се нарекуваат **брзи неутрони**. Тие се забавуваат при изведување еластичен и нееластичен судир со околните јадра сè до постигнување енергетска рамнотежа со околината.

Еднаш забавените неутрони се дифундираат преку јадрата под дејство на околните молекули (во наредните судири на неутроните со околните молекули и многу е веројатно да земат мала количина на енергија). Таквите неутрони кои се во термичка рамнотежа со нивната околина се нарекуваат **термички неутрони**. Термичките неутрони имаат енергија од 0,025 eV на 20 °C. Термичките неутрони се **бавни неутрони**.

Неутронски флуks.

Термичките неутрони имаат поголема веројатност за интеракција со јадрата, кога тие се брзи. Ефектот на термичките неутрони зависи од бројот на неутроните и нивната брзина. Големината која ги опишува овие својства се нарекува неутронски флуks, и се бележи со Φ . Димензијата на неутронскиот флуks се добива како однос на бројот на премини на неутроните во одреден волумен на секоја секунда (во одредена насока). Во таа насока, неутронскиот флуks може да се смета како функција од популацијата на неутроните, односно поголем флуks претставува поголем број на неутрони кон потенцијалната цел. На **сл. 5.20** е прикажан термичкиот неутронски флуks кај реакторите Bruce.



Сл. 5.20. Неутронски флуks

4.3.7. Неутронски ударен пресек

Двата вида на реакции на неутроните се судир и апсорпција. Различни јадра имаат различна веројатност за реакција со неутроните. Веројатноста на изведување на одредена реакција кога целното јадро е нападнато од неутрон може да биде различна. [15,16,17,18,19]

Неутронскиот ударен пресек е показател на веројатноста од изведување на реакцијата при напад на неутронот на јадрото. Ударниот пресек се обележува со σ . Јадрото има различен ударен пресек при различна реакција. На пример σ_a е ударен пресек при апсорпција, а σ_f е ударен пресек при фисија. Димензијата за ударен пресек е barn ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$).

Ударниот пресек не е толку едноставна големина која зависи само од актуелната геометрија на актуелното јадро. Големината на ударниот пресек уште зависи и од:

- составот на изотопите во целта
- енергијата на влезните неутрони

Кај ударните пресеци битни се следните ефекти:

Ефект на составот.

^{235}U има ударен пресек на фисија од 580 barn за термичките неутрони, но содржи само 0,7 % природен ураниум. Останатите 99,3 % се ^{238}U , кој има ударен пресек на фисија за термички неутрони еднаков на нула. Ударниот пресек на природен ураниум (се користи кај некои типови реактори како Candu) е:

$$\sigma_f^{\text{Прир. U}} = 0,993 \cdot 0 + 0,007 \cdot 580b \approx 4 \text{ barn}$$

Збогатено гориво со ^{235}U (типично кај лесноводните реактори) има ударен пресек:

$$\sigma_f^{2\% \text{ збогатено}} = 0,98 \cdot 0 + 0,02 \cdot 580b \approx 11,6 \text{ barn}$$

Како што може да се види од равенките, со збогатување на горивото при фисија се зголемува ударниот пресек на горивото. Кај збогатените горива поголема е веројатноста од навлегување на неутронот во горивото.

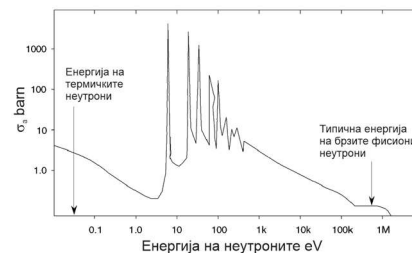
100 t на ураниумско гориво содржи околу 700 kg ^{235}U , ако горивото е природен ураниум, или 2 t на ^{235}U ако е 2 % збогатено. Со збогатувањето на горивото се овозможува процесот на фисија поефективно да се изведе со апсорпција на неутрон од лесната вода кај лесноводните реактори. Тешководните реактори работат со пониска веројатност за фисија, но тие се поефикасни поради малата загуба на неутрони.

Ефект на енергијата на неутроните.

Кај реакциите на апсорпција на неутроните при намалување на ударниот пресек се зголемува енергијата на неутроните. На пример, ударниот пресек на фисија за ^{235}U е 580 barn за термичките неутрони, а само 2 barn за брзите неутрони (2 MeV). Тоа значи дека веројатноста за фисија е поголема (290 пати поголема), доколку неутроните се термализирани (термички).

На сл. 5.21 е прикажан апсорпциониот ударен пресек на ^{238}U . При енергија на неутроните блиска до енергијата на термичките неутрони, ударниот пресек се намалува со зголемување на енергијата на неутроните. Тоа е типично за апсорпционите ударни пресеци на поголем број на јадра. Ако термичките неутрони патуваат со поголема брзина очигледно големината на целта се намалува, но фреквенцијата на влезните неутрони се зголемува. За многу материјали (не за сите) овие ефекти зависат еден од друг и затоа големината на апсорпцијата во материјалот не зависи толку само од брзината на термичките неутрони.

Енергетските пикови (врвови) се движат во рангот од околу 10 eV до 1 keV, а се прикажани на сл. 5.12 и се нарекуваат **резонантни апсорпциони пикови**. Највисокиот пик е преку 6000 barn. Дијаграмот се однесува само на ^{238}U , а за други јадра резонантните пикови се различни и зависат од типот на реакторот.



Сл. 5.21. Промена на апсорпциониот ударен пресек за ^{238}U во зависност од енергијата на неутроните

5

ИЗВОРИ И ПРЕНОС НА ТОПЛИНА КАЈ НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ

5.1. Извори на топлина кај нуклеарните реактори

Нуклеарните реактори се извор на топлинска енергија. Топлинската енергија во реакторот се добива како резултат на процесите на фисија, каде дел на енергијата за врска на нуклеоните во атомот се претвора во топлинска енергија, а исто така во процесите на интеракција на нуклеарното зрачење со материјалите на реакторот се ослободува топлинска енергија. Интензитетот и просторниот распоред на топлинските извори во реакторот е податок потребен при конструирање на реакторот, односно системот за ладење на реакторот. Изворот на топлина во реакторот зависи од нуклеарните реакции при кои се ослободува топлина, а тие реакции зависат од густината на зрачење (главно од неутронското зрачење и во одредена мерка од γ - зрачењето) во внатрешноста на реакторот и од соодветните ударни пресеци на материјалот. [4,15]

5.1.1. Нуклеарни реакции како извор на топлина

5.1.1.1. Фисија на атоми на ураниум и плутониум.

Основен извор на топлина во нуклеарната енергетика е од фисија на атомите на ураниум и плутониум. Бројот на нуклеарни реакции на фисија по единица волумен и време изнесува (порано објаснето):

$$\varphi \Sigma_f = \varphi N \sigma_f$$

φ = проток на неутрони (број на неутрони/m²s),
 N = број на фисибилни атоми по единица волумен,
 σ_f = макроскопски ударен пресек за фисија.

Во голем број на енергетски реактори најголемиот број на фисии е предизвикан од термички неутрони. При секоја фисија се ослободува енергија од околу 200 MeV или $3,2 \cdot 10^{-11}$ J. Од тоа произлегува дека се потребни $3,1 \cdot 10^{10}$ фисии/s за генерирање моќ од 1 W. [4,15]

Бројот на фисибилни атоми по kg изнесува:

$$N = \frac{6,023 \cdot 10^{26}}{A}$$

A = атомска маса на фисибилните атоми

Според тоа, генерираната моќ во W/kg на реакторот (по kg фисибилни атоми) изнесува:

$$P = \frac{6,023 \cdot 10^{26}}{3,1 \cdot 10^{10}} \left[\frac{\varphi \cdot \sigma_f}{A} \right] = 1,94 \cdot 10^{16} \left[\frac{\varphi \cdot \sigma_f}{A} \right] \text{ W/kg}$$

Задача:

Реактор содржи 60 t на 3,3 % збогатен ураниум. Просечниот проток на неутрони во реакторот изнесува $1,5 \cdot 10^{13}$ неутрони/cm²s.

Колку изнесува моќта на реакторот по согорување на јадрото, при ист проток на неутрони, ако во согореното јадро се примени 1,2 % збогатен ураниум, а масената содржина на фисибилен плутониум се зголеми на 0,5 %.

Решение:

Ударниот пресек за фисија изнесува:

- За ²³⁵U е $582,2 \cdot 10^{-24}$ cm²
- За ²³⁹Pt е $742,5 \cdot 10^{-24}$ cm²

Атомските маси на ураниум е 235 и плутониум 239 (заокружено).

Моќта на реакторот кој содржи 3,3 % збогатен ураниум е:

$$P = 60000 \cdot 1,94 \cdot 10^{16} \cdot 1,5 \cdot 10^{13} \cdot 0,033 \cdot \frac{582,2 \cdot 10^{-24}}{235}$$

$$P = 1,427 \cdot 10^9 = 1427 \text{ MW}$$

Моќта на реакторот при согорено јадро со зададените карактеристики е:

$$P = 60000 \cdot 1,94 \cdot 10^{16} \cdot 1,5 \cdot 10^{13} \cdot (0,012 \cdot \frac{582,2 \cdot 10^{-24}}{235} +$$

$$0,005 \cdot \frac{742,5 \cdot 10^{-24}}{235}) \cdot 10^{-24} = 7,9 \cdot 10^8 = 790 \text{ MW}$$

Во поголем број случаи, во реакторот нема чист фисибилен материјал, затоа што материјалот на нуклеарното гориво содржи само дел на фисибилни атоми.

Ако со e се означи збогатувањето на ураниумот или масениот удел на фисибилни атоми во нуклеарното гориво, бројот на атоми по kg материјал на гориво станува eN , а претходниот израз се менува во:

$$P = 1,94 \cdot 10^{16} e \cdot \left[\frac{\varphi \cdot \sigma_f}{A} \right] \text{ W/kg}$$

Од изразот може да се види дека моќта на реакторот е правопрпорционална на протококот на неутрони φ .

5.1.1.2. Производство на топлина во озраченото нуклеарно гориво

Озраченото нуклеарно гориво и без фисии е извор на топлинска енергија. Таа енергија се појавува поради радиоактивен распад на продуктите од фисијата во горивните елементи на реакторот. [4, 15]

Моќта по запирање на реакторот P зависи од работната моќ пред запирање на реакторот P_0 , периодот на работа пред запирање t_0 и времето по запирање на реакторот ($\tau - t_0$).

Кај радиоактивните материјали поголемиот дел од енергијата на емитираните честички и фотони по пат на интеракција со атомите на материјалот се претвора во топлинска енергија. Оваа генерирана топлина е битна кај одзрачените нуклеарни горивни елементи во кои под дејство на фисијата се појавуваат радиоактивни изотопи. Радиоактивноста во нуклеарното гориво останува подолго време и по запирање на реакторот, односно по прекин на неутронскиот проток. Затоа, топлината која се генерира по запирање на реакторот се нарекува заостаната топлина. Оваа заостаната топлина во реакторот претставува безбедносен проблем, затоа што и по запирање на реакторот потребно е да се продолжи со негово ладење. Прекилот на ладењето на реакторот би можел да предизвика топење и оштетување на горивните елементи, како и испуштање на радиоактивни соединенија во атмосферата.

Затоа е потребно да се знае големината на заостаната топлина во горивото во функција од времето на работа при работна моќ на реакторот.

Тешко може да се определи придонесот на секој радиоактивен изотоп (поради големиот број на изотопи) како внатрешен топлински извор. Од тие причини најчесто нивното влијание се определува со мерење.

Задача:

Реактор работел 10 месеци со моќ од $P_0 = 1850 \text{ MW}$ и потоа бил запрен. Колкава моќ се генерира во реакторот по 7 дена од запирањето.

Решение:

Во примерот

$$t_0 = 10 \text{ месеци} = 2,635 \cdot 10^7 \text{ s}$$

$$\tau = 10 \text{ месеци} + 7 \text{ дена} = 2,696 \cdot 10^7 \text{ s}$$

$$\tau - t_0 = 6,048 \cdot 10^5 \text{ s}$$

$$P/P_0 = 3,2 \cdot 10^{-3} \text{ од што следи } P = 5,92 \text{ MW}$$

Производството на топлинска енергија кај запрен реактор е битен фактор за сигурна работа на постројката поради потребата од ладење на реакторот. За определување на генерираната моќ на запрен реактор се користи следниот израз (времето во изразот е во секунди):

$$\frac{P}{P_0} = 0,1 \cdot \left[(\tau - t_0 + 10)^{-0,2} - 0,87 (\tau - t_0 + 2 \cdot 10^7)^{-0,2} \right] - 0,1 \cdot \left[(\tau + 10)^{0,2} - 0,87 (\tau + 2 \cdot 10^7)^{0,2} \right]$$

5.1.1.3. Извор на топлина во материјалот изложен на нуклеарно зрачење.

Во пресметките се јавува потреба за определување на изворите на топлина во материјали изложени на нуклеарно зрачење. Најчесто се работи за премин на топлина на γ - зрачење преку дебели сидови на бетон или железо, кои се користат како биолошки или термички штит. [4,15]

Според законот на слабеење на γ - зраците при премин низ материјал следува:

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

Топлинската моќ на единица волумен материјал, ослободена при интеракција на зрачењето со материјалот, се определува:

$$q_{v0} = EI\mu_a \text{ W/m}^3 \quad \text{или} \quad q_{v0} = EI\mu_a / \rho \text{ W/kg}$$

E = енергија на γ - зраците,
 μ_a = масен коефициент на апсорпција.

Затоа што, ослободената топлинска моќ е пропорционална на густината на снопот на γ - зраците I , топлинската моќ во W/m^3 може да се определи:

$$q_v = q_{v0} e^{-\mu x} \text{ W/m}^3$$

Задача:

Во бетонски сид со густина $\rho = 2650 \text{ kg/m}^3$ влегува сноп од γ - зраци со интензитет $1014 \text{ фотони/cm}^2\text{s}$. γ - зраците се со енергија 4 MeV . Колкава топлинска енергија на единица волумен на бетон се ослободува на 20 cm во внатрешноста на сидот.

Решение:

Масените коефициенти на слабеење на снопот од γ - зраци и за апсорпција на γ - зраците при енергија од 4 MeV се определува од табели и изнесува:

$$\mu/\rho = 0,0031 \text{ m}^2/\text{kg}$$

$$\mu_a/\rho = 0,00203 \text{ m}^2/\text{kg}$$

Количината на ослободена топлинска моќ на предната (челна) страна на сидот:

$$q_v = EI\mu_a = 4 \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} 10^{14} 10^4 0,00203 \cdot 2650$$

$$q_v = 3,44 \cdot 10^6 = 3,44 \text{ MW}$$

Од тоа следи дека количината на топлина која се генерира во бетонот на 20 cm е:

$$q_v = 3,44 \cdot e^{-0,0031 \cdot 2650 \cdot 0,2} = 0,64 \text{ MW/m}^3$$

5.1.2. Просторна распределба на генерираната енергија во реакторот

Најголемиот дел на топлинската енергија во реакторот се произведува при процесот на фисија на фисибилни нуклеиди. Од претходно, специфичното производство на топлина во реакторот пропорционално зависи од протокот на неутрони ϕ и зависи од просторната распределба на тој проток. [4,15]

Просторната распределба на протокот на неутрони во цилиндрична геометрија на реакторот е прикажана со r -ката:

$$\phi(r, z) = \phi_0 J_0\left(\frac{2,405 \cdot r}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right)$$

Според тоа, просторната распределба на топлинска моќ во реакторот $q_v \text{ W/m}^3$, може да се напише:

$$q_v = q_{v0} J_0\left(\frac{2,405 \cdot r}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) \text{ W/m}^3$$

q_{v0} = најголема вредност на специфичното производство на топлина во реакторот, која се постигнува при $r = 0$ и $z = 0$ (средна оска на реакторот)

Кај нуклеарните реактори нуклеарното гориво е поставено во тенки горивни прачки, односно по целата должина се наоѓа на ист радиус на реакторот, а тогаш функцијата на Bessel J_0 е константна. Од тоа произлегува дека распределбата на генерираната топлина по должина на секоја горивна прачка на растојание r од оската на реакторот е дадена со косинусна функција. Амплитудата на таа косинусна функција е $q_{v0} J_0(2,405 r_s / R)$, и е пропорционална на функцијата на Bessel J_0 , на растојание r_s од оската на реакторот.

Според тоа, распределбата на генерираната топлинска моќ $q_v \text{ W/m}^3$ по должина на горивната прачка се определува:

$$q_v = q_{v0} J_0\left(\frac{2,405 \cdot r_s}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) \text{ W/m}^3$$

Најоптоварената горивна прачка во реакторот со вредност q_0 е прачката најблиску до оската на реакторот ($r_s=0$).

Просечната вредност на специфичното производство на топлина во горивната прачка се определува:

$$q_{vsr} = \frac{q_{v0}}{H} \int_{-H/2}^{H/2} \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) dz = q_{v0} \frac{2}{\pi}$$

5.1.2.1. Распределба на изворите на топлинска енергија по пресек на горивната прачка.

Дијаметарот на горивната прачка кај денешните реактори е мал (кај лесноводните реактори е со големина од 10 mm) и може да се земе дека производството на топлина по дијаметарот на горивната прачка е константно. [4,15]

Меѓутоа, при точни пресметки треба да се смета на тоа дека протокот на неутрони се намалува кон средина на прачката. Намалувањето е резултатот на ефектот на засенчување.

Протокот на неутрони прикажан во претходните равенки во внатрешноста на цилиндрична горивна прачка зависи од дијаметарот (радиусот) на прачката, што е прикажано со изразот:

$$\phi(r) = A \cdot I_0(K_g r)$$

Произведената топлинска моќ во внатрешноста на горивната прачка има ист просторен распоред и се определува:

$$q(r) = q_c \cdot I_0(K_g r)$$

q_c = произведена топлинска моќ на оската на прачката

Просечната вредност на произведената топлинска моќ при радиус на прачката R се добива со интеграција на:

$$\bar{q}_v = \frac{1}{R^2 \pi} \int_0^R 2\pi R \cdot q_c \cdot I_0(K_g r) dr = \frac{2q_c I_1(K_g R)}{K_g R}$$

При интеграција на функцијата на Bessel важи следното:

$$\int x I_0(x) dx = x I_1(x)$$

За мали вредности на параметарот $K_g R$ односот:

$$I_1(K_g R) / (K_g R) \cong 1/2$$

Задача:

Горивните прачки со дијаметар од 8,19 mm содржат ураниумов оксид (UO_2) со 3 % збогатен ураниум. Колку изнесува минималното и просечното производство на топлина во пресекот на прачката.

Решение

За UO_2 со 3 % збогатен ураниум факторот $K_g = 35,6$ 1/m.

Тогаш: $K_g R = 0,146$ и $I_1(K_g R) = 0,0732$

$$\frac{q_c}{\bar{q}_v} \frac{(K_g R)}{2I_1(K_g R)} = 0,9973$$

Специфичното производство на топлина во оската на горивната прачка е за 0,3 % пониско од просечното производство по дијаметарот на горивната прачка.

Задача:

Прачка од не'рѓосувачки челик се загрева со електричен грејач со цел да се симулира горивна прачка на лесноводен реактор со топлинска моќ од 40 kW/m. Дијаметарот на прачката е 9,5 mm. Колкава јачина на електрична енергија е потребна за загревање на прачката и колкава јачина е потребна ако наместо прачка се примени цевка со ист дијаметар и материјал со дебелина на сидот од 1 mm.

Решение:

Специфичниот електричен отпор на не'рѓосувачки челик изнесува $0,72 \Omega \text{mm}^2$. Пресекот на прачката изнесува $70,88 \text{mm}^2$, а на цевката $26,70 \text{mm}^2$.

Јачината на електричната енергија I A за производство на топлинска моќ од 40 kW за прачката е:

$$I = \sqrt{\frac{40000 \cdot 70,88}{0,72}} = 1984,4$$

Доколку се примени цевка потребна е јачина од 1218 A.

5.1.2.2. Однос на просечната и максималната моќ на нуклеарните реактори.

Овој однос има големо практично значење. Со помош на овој однос се определува степенот на топлинско искористување на горивото во реакторот, затоа што при ограничување на топлинското оптоварување на горивото меродавна е само максималната топлинска моќ. [4,15]

Просечната топлинска моќ се определува:

$$q_{vsr} = \frac{1}{V} \int_V q_v dV, \text{ за цилиндричен реактор:}$$

$$q_{vsr} = \frac{q_{v0}}{R^2 \pi \cdot H} \int_{r=0}^R \int_{z=-H/2}^{z=H/2} J_0\left(\frac{2,405 \cdot r}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) 2r \pi \cdot dr dz$$

При интеграција на функцијата на Bessel, односно $\int x J_0(x) dx = x J_1(x)$, се добива:

$$\frac{q_{vsr}}{q_{v0}} = \frac{4J_1(2,405)}{2,405} = 0,275$$

Просечната топлинска моќ во цилиндричен реактор без рефлектор се движи до 27,5 % од максималната топлинска моќ. Ако се направи пресметката на други геометриски облици на реакторот се добива:

- за топчест $q_{vsr}/q_{v0} = 0,304$
- за паралелопипед $q_{vsr}/q_{v0} = 0,258$

Од ова може да се види дека односот на просечната и максималната топлинска моќ е најповолен кај реактори со топчеста геометрија.

5.2. Пренос на топлина кај нуклеарните реактори

Топлината во нуклеарните реактори може да се пренесува на трите познати начини:

- кондукција, која претежно се однесува на премин на топлина на цврстите материјали, како што се горивните елементи (обвивка, гориво и сл.),
- конвекција, која се однесува на течните и гасните супстанции како што е средството за ладење на реакторското јадро,
- зрачење, се однесува на пренос на топлина со зрачење на продуктите на фисијата.

Таб. 5.1. Коефициент на кондуктивен пренос на топлината на метали λ W/mK:

Метал	Температура К								
	273	373	473	573	673	873	1073	1273	1473
Бакар	386	379	374	369	363	353			
Бронза (70%Cu, 30%Zn)		128	144	147	147				
Константан (60%Cu, 40%Ni)		22,2	26						
Сребро	417	415	412						
Алуминиум	202	206	215	228	249				
Дуралуминиум (95%Al, 5%Cu)	159	182	194						
Силумин (87%Al, 13%Si)	163	175	185						
Челик (0,5%С)	55	52	48	45	42	35	31	29	31
Не'рјосувачки челик (18%Cr, 10%Ni)	16,3	17	17	19	19	22	26	31	
Никел-хром (80%Ni, 20%Cr)	12,3	13,8	15,6	17,1	18,9	22,5			
Zircalloy (1,2-1,7%Sn, 0,07-0,2%Fe, 0,05-0,06%Cr, 0,03-0,06%Ni, остаток Zr)		11,99	12,37	12,82	13,29	14,3			

Таб. 5.2. Коефициент на кондуктивен пренос на топлината на неметали λ W/mK:

Неметали	T К	λ W/mK	Изолациони материјали	T К	λ W/mK
Алуминиум оксид	303	46	Стаклена волна	300	0,038
Цигла - обична	295	0,69	Волна од шљака	300	0,04-0,06
Цигла - огнотпорна	773	1,04	Стиропор	300	0,033
	1073	1,07	Плута	300	0,043
	1373	1,09			
Цемент	300	1,16			
Бетон	300	0,76			
Стакло	293	0,78			
Стакло - боросиликатно	300-380	1,09			
Полиетилен	303	0,33			
PVC	303	0,09			
Тефлон	303	0,35			
Гума тврда	303	0,15			
Камен	373-573	1,7-2,9			
Дрво	300	0,06-0,16			

Преносот на топлина зависи од вкупниот коефициент на пренос на топлина, кој се определува со познатиот израз:

$$K = \frac{1}{R} = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_1} + \sum_{i=1}^{i=n} \frac{\delta_i}{\lambda_i} + \frac{1}{\alpha_2}} \quad \text{W/m}^2\text{K}$$

α_1, α_2 W/m²K = коефициент на конвективен пренос на топлината од внатрешниот медиум на сидот и од сидот кон надворешниот медиум,

δ m = дебелина на слоевите на сидот,

λ_i W/mK = коефициент на кондуктивен пренос на топлината низ секој слој од сидот.

Во таб. 5.1 и 5.2 се прикажани вредностите на коефициентите на кондуктивен пренос на топлината за метали, неметали и изоляциони материјали, а во таб. 5.3 коефициентите на конвективен пренос на топлината за течности и гасови. [4,15]

Таб. 5.3. Коефициент на конвективен пренос на топлина на течности и гасови α W/m²K:

Течност	TK	α W/m ² K	Течност	TK	α W/m ² K	
Вода (на температура на заситување)	273	0,552	Моторно масло	293	0,145	
	333	0,651		333	0,140	
	373	0,680		373	0,137	
	433	0,680		433	0,132	
	473	0,665		Жива	273	8,20
533	0,611	373	10,51			
Фреон (CCl ₂ F ₂)	223	0,067	Течен натриум	433	12,34	
	253	0,071		573	76,04	
	273	0,073		673	71,10	
303	0,071	773		66,34		
		873		61,69		
		973		56,63		
		1073		51,78		
		1173		46,93		
Гас	TK	α W/m ² K		Гас	TK	α W/m ² K
Воздух	200	0,018		Водород	200	0,128
	300	0,022	300		0,182	
	400	0,034	400		0,228	
	500	0,040	500		0,272	
	600	0,047	600		0,315	
	800	0,058	800		0,384	
	1000	0,068	1000		0,440	
Хелиум	200	0,118	Јаглерод диоксид	220	0,011	
	366	0,169		300	0,017	
	477	0,197		400	0,025	
	589	0,225		450	0,029	
	700	0,251		500	0,034	
	800	0,275		550	0,038	
	900	0,298		600	0,045	
Водена пара	400	0,026				
	500	0,034				
	600	0,042				
	700	0,051				
	800	0,059				

Ураниумов оксид е материјал кој се применува за изработка на горивните елементи кај нуклеарните реактори. Затоа, дефинирањето на карактеристиките на овој материјал е од посебно значење. [4,15]

Коефициентот на пренос на топлина (КПТ) на металните оксиди се карактеризира со поголема зависност од температурата за разлика од металите. Зависноста на коефициентот на пренос на топлината на ураниумов оксид од температурата е прикажана на сл. 5.1 или може да се определи со равенката:

$$\lambda(T) \approx \frac{3824}{129,4 + T} + 4,786 \cdot 10^{-11} T^3 \quad \text{W/mK}$$

Од сл. 5.1 може да се види дека КПТ на UO_2 се намалува со пораст на температурата до 1900 K, а потоа малку се зголемува со пораст на температурата до 3000 K.

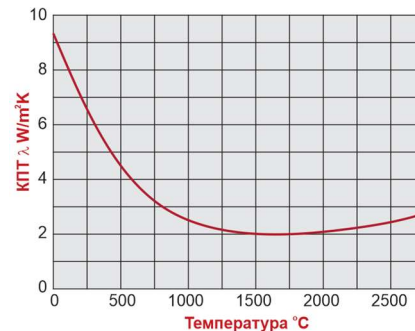
При пресметка на распределбата на температурата во горивните елементи на нуклеарните реактори и определувањето на условите за нивно ладење, потребно е да се определи вредноста на интегралот на функцијата $\lambda(T)dT$ за определено температурно подрачје. Вредноста на овој интеграл аналитички се определува:

- за температури до 1900 K:

$$\int_0^T \lambda(T)dT \approx 4040 \cdot \ln(191 + T) + 2,74 \cdot e^{(0,00214T - 0,584)} - 24802$$

- за температури од (1900÷3000) K:

$$\int_0^T \lambda(T)dT \approx 2(T - 1920) + 2,74 \cdot e^{(0,00214T - 0,584)} - 93477$$

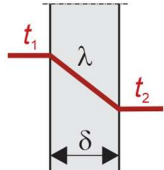
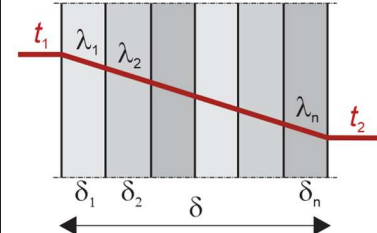
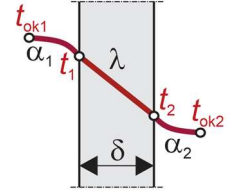
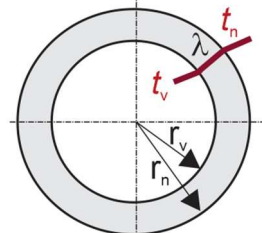


Сл. 5.1. Зависност на КПТ на UO_2 од температурата

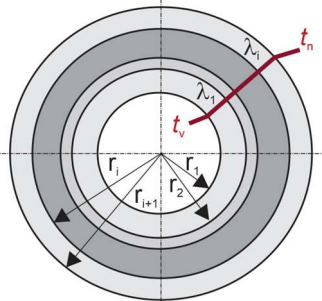
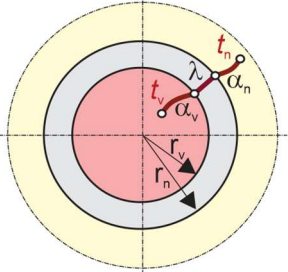
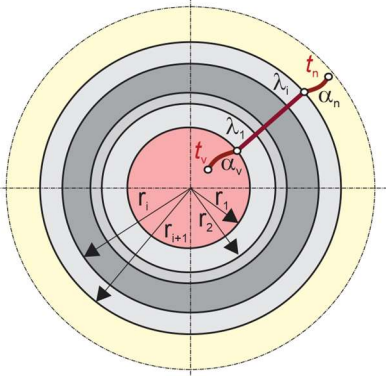
5.2.1. Еднодимензионален пренос на топлина

Сите тела во кои се изведува пренос на топлината се тродимензионални. Во практиката со цел поедноставување на равенките за определување на преносот на топлината се применува еднодимензионален пренос на топлината. Во таб. 5.4 се дадени примери на еднодимензионален пренос на топлина низ различни видови на површини. [4,15]

Таб. 5.4. Равенки за определување на преносот на топлина за различни видови површини:

Бр.	Вид површина	Графички приказ	Равенка за определување Q_p W или q_p W/m ²
1.	Рамен ѕид		$Q_p = \lambda A \frac{t_1 - t_2}{\delta}$
2.	Рамен ѕид од повеќе слоеви		$Q_p = \frac{t_1 - t_2}{\frac{1}{A} \sum_{i=1}^n \frac{\delta_i}{\lambda_i}}$
3.	Рамен ѕид во конвективна околина		$Q_p = \frac{t_{ок1} - t_{ок2}}{\frac{1}{\alpha_1 A} + \frac{1}{A} \sum_{i=1}^n \frac{\delta_i}{\lambda_i} + \frac{1}{\alpha_2 A}}$
4.	Цилиндричен ѕид		$q_p = \frac{t_v - t_n}{\frac{1}{2\pi\lambda} \ln \frac{r_n}{r_v}}$

A m² = површина на ѕидот; Топлината се определува: $Q_p = A q_p$ W

Бр.	Вид површина	Графички приказ	Равенка за определување Q_p W или q_p W/m ²
5.	Цилиндричен сид од повеќе слоеви		$q_p = \frac{t_v - t_n}{2\pi \sum_{i=1}^n \frac{1}{\lambda_i} \ln \frac{r_{i+1}}{r_i}}$
6.	Цилиндричен сид во конвективна околина		$q_p = \frac{t_v - t_n}{\frac{1}{2\pi} \left(\frac{1}{r_v \alpha_v} + \frac{1}{\lambda} \ln \frac{r_n}{r_v} + \frac{1}{r_n \alpha_n} \right)}$
7.	Цилиндричен сид од повеќе слоеви во конвективна околина		$q_p = \frac{t_v - t_n}{2\pi \left(\frac{1}{r_1 \alpha_v} + \sum_{i=1}^n \frac{1}{\lambda_i} \ln \frac{r_{i+1}}{r_i} + \frac{1}{r_{i+1} \alpha_n} \right)}$
8.	Топчест сид		$q_p = \frac{t_v - t_n}{4\pi \lambda \left(\frac{1}{r_v} - \frac{1}{r_n} \right)}$
9.	Топчест сид од повеќе слоеви		$q_p = \frac{t_v - t_n}{4\pi \sum_{i=1}^n \frac{1}{\lambda_i} \left(\frac{1}{r_{i-1}} - \frac{1}{r_i} \right)}$
10.	Топчест сид од повеќе слоеви во конвективна околина		$q_p = \frac{t_v - t_n}{4\pi \left[\frac{1}{r_0^2 \alpha_0} + \sum_{i=1}^n \frac{1}{\lambda_i} \left(\frac{1}{r_{i-1}} - \frac{1}{r_i} \right) + \frac{1}{r_n^2 \alpha_n} \right]}$

5.2.2. Пренос на топлина низ процепот во горивните елементи

Горивните прачки кај реакторите во пракса најчесто се изведуваат како цевки од легура на циркониум (многу поретко од не'рѓосувачки челик), кои се исполнети со таблети на ураниумов оксид (UO_2). Понеѓу цевката (обвивката) од циркониум и UO_2 постои многу мал процеп исполнет со гас. При пресметка на преносот на топлина, односно распределбата на температурите во горивната прачка, треба да се земе во обзир процепот.

За намалување на топлинскиот отпор процепот се полни со гас, како хелиум. Во текот на работа на реакторот процепот се исполнува со гасни фисиони продукти (ксенон и криптон), кои го зголемуваат притисокот во процепот. Процепот со тек на време се намалува поради зголемениот притисок и пластичната деформација на материјалот на обвивката.

Од друга страна, поради топлински напрегања доаѓа до пукање на керамичкото гориво UO_2 , што исто така влијае на отпорот на процепот. [4,15]

За пресметка на коефициентот на премин на топлина на процепот е прикажан изразот на Lanning, кој се користи за процепи исполнети со хелиум:

$$K_z = 321 + \frac{1167\sqrt{T_z}}{2\delta} - \frac{23600}{D} \quad W/m^2K$$

K_z = коефициент на пренос на топлина од горивото на обвивката на горивната прачка,

T_z = температура во процепот,

δ/D = однос на дебелината на процепот и дијаметарот на прачката.

5.2.3. Дводимензионален пренос на топлината

Преносот на топлина во многу случаи кај нуклеарните реактори се изведува во две насоки (дводимензионално), иако во голем дел од случаите слободно може да се примени еднодимензионалниот пренос на топлината. Дводимензионалниот пренос на топлината може да се прикаже во координатен систем со пренос на топлината во насока на x и y оските. [4,15]

Температурната функција во насока на x и y оските може да се определи:

$$\theta(x, y) = \frac{2}{L} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{\sinh \frac{n\pi y}{L}}{\sinh \frac{n\pi H}{L}} \sin \frac{n\pi x}{L} \int_0^L f(x) \sin \frac{n\pi x}{L}$$

L, H = ширина и висина на правоаголна плоча во насока на x, y - оските

Во специјален случај интересен за праксата, кога $f(x)$ е константа и еднаква на θ_c , интегралот во горниот израз се сведува на:

$$\theta_c \int_0^L \sin \frac{n\pi x}{L} = \theta_c \frac{L}{n\pi} (-\cos n\pi + 1) = \theta_c \frac{L}{n\pi} ((-1)^{n+1} + 1)$$

Со замена во претходниот израз се добива:

$$\theta(x, y) = \theta_c \frac{2}{\pi} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^{n+1} + 1}{n} \frac{\sinh \frac{n\pi y}{L}}{\sinh \frac{n\pi H}{L}} \sin \frac{n\pi x}{L}$$

Посебно едноставен случај се појавува кога функцијата $f(x) = \theta_m \sin(n\pi x/L) \sinh(n\pi H/L)$ и равенката добива облик:

$$\theta(x, y) = \theta_m \frac{\sinh \frac{\pi y}{L}}{\sinh \frac{\pi H}{L}} \sin \frac{\pi x}{L}$$

5.2.3.1. Распределба на температурите во материјал со внатрешен извор на топлина

Равенката за распределба на температурите во материјал со константен коефициент на пренос на топлина K и внатрешен извор на топлина q_v се определува со равенката:

$$q_v + K\nabla^2 T = 0$$

∇^2 = Лапласов оператор за правоаголен, цилиндричен и сферичен симетричен координатен систем

Решението на оваа равенка зависи од геометријата, просторната распределба на топлината и граничните услови. Во таб. 5.5 се дадени равенките за определување на температурата при различна геометрија на материјалот. Во практиката најголема примена кај реакторите наоѓа цилиндричната геометрија. [4,15]

Таб. 5.5. Равенки за определување на температурата при различна геометрија на материјалот:

	Геометрија	Равенка
1.	Рамна плоча со внатрешен извор на топлина	$T = T_1 - \frac{q_v x^2}{2\lambda} + \frac{x}{\delta} \left(T_2 - T_1 + \frac{q_v \delta^2}{2\lambda} \right)$
δ = дебелина на плочата; λ = кондуктивен КПТ; T_1, T_2 = температури од внатрешната и надворешната страна на плочата; x = место на определување на температурата по дебелина на плочата.		
2.	Цилиндрично тело со внатрешен извор на топлина	$T = \frac{q_v (R^2 - r^2)}{4\lambda} + \frac{q_v R}{2\alpha} + T_{ок}$
3.	Сферично (топчесто) тело со внатрешен извор на топлина	$T = \frac{q_v (R^2 - r^2)}{6\lambda} + \frac{q_v R}{3\alpha} + T_{ок}$
R = надворешен дијаметар; r = внатрешен дијаметар λ = кондуктивен КПТ; α = конвективен КПТ од телото на средството за ладење $T_{ок}$ = температура на околината;		

Во наредниот текст е даден пример за пренос на топлината во горивниот елемент на нуклеарен реактор.

Горивната прачка на реактор ладен со лесна вода исполнета е со таблети на UO_2 (ураниумов оксид) со дијаметар од 8,5 mm и обвивка изработена од легура на циркониум (Zircalloy-2) со дебелина од 0,57 mm. Процепот помеѓу горивото и обвивката на горивната прачка е исполнет со хелиум со дебелина од 0,07 mm. Во прачката се произведува топлинска моќ од 40 kW/m. Површината на обвивката се одржува на температура од 620 K со помош на средството за ладење.

Потребно е да се определи температурата на UO_2 во средината на горивната прачка.

Прво се определува кондуктивниот КПТ за легура на циркониум (Zircalloy-2) од таб. 5.1 со интерполација за зададена температура, кој изнесува 13,1 W/mK.

Температурна разлика на обвивката од горивната прачка:

Температурниот пад преку обвивката ΔT_0 се определува преку равенката за пренос на топлина низ цилиндричен сид:

$$\Delta T_0 = Q_{1v} \left[\frac{1}{2\pi\lambda} \ln \frac{r_n}{r_v} \right] = 40 \left[\frac{1}{2\pi \cdot 13,1} \ln \frac{4,89}{4,257} \right] = 60,2 \text{ K}$$

r_n = надворешниот радиус на обвивката, изнесува
 $r_n = 8,5/2 + 0,07 + 0,57 = 4,89 \text{ mm}$

Температурата на внатрешната страна на обвивката е:
 $T_v = T_n + \Delta T_0 = 620 + 60,2 = 680,2 \text{ K}$

Температурна разлика на процепот помеѓу обвивката и горивото:

Претпоставената средна температура во процепот е 682 K.

Ако во изразот за коефициентот за премин на топлината се замени вредноста $\delta/D = 0,00824$ се добива:

$$K_z = 321 + \frac{1167\sqrt{T_z}}{2\delta} - \frac{23600}{2\delta} = 4,17 \cdot 10^5 \text{ W/m}^2\text{K}$$

Површината на пренос на топлината во процепот по метар должен прачка изнесува: $A_1 = 0,027 \text{ m}^2$

Температурниот пад во процепот изнесува:

$$\Delta T_z = \frac{Q_{1v}}{A_1 K_z} = 3,55 \text{ K}$$

Температурата на површината на горивото изнесува приближно 684 K.

Максимална температура на горивото:

Факторот $q_v R^2/4 = Q_{1v}/(4\pi) = 3183 \text{ W/m}$

Температурата во средина на горивната прачка е пониска од 1920 K, затоа што:

$$\int_0^{1920} \lambda dT - \int_0^{684} \lambda dT > \frac{q_v R^2}{4}$$

Максималната температура на горивото се определува од изразот:

$$\int_0^T \lambda dT = \frac{Q_{1v}}{4\pi} + \int_0^{684} \lambda dT = 3183 + 2472 = 5755 \text{ W/m}$$

Равенката е задоволена за $T = 1708 \text{ K}$.

Промената на температурата во горивната прачка е:
 $1708 - 620 = 1088 \text{ K}$

5.2.4. Пренос на топлина на средството за ладење

Во таб. 5.6 се дадени равенките за определување на специфичната топлина и конвективниот коефициент на пренос на топлината за различни средства за ладење. [4, 15]

Таб. 5.6. Равенки за определување на специфичната топлина и конвективниот коефициент на пренос на топлина за различни средства за ладење:

		Специфична топлина W/m ²	КПТ W/m ² K
1.	Пренос на топлината на неметални средства за ладење	$q_p = \alpha(T_z - T_f) = \alpha\Delta T$ T_z = температура на сидот T_f = температура на флуидот	$\alpha = -\lambda \left(\frac{\delta T}{\delta n} \right)_p$ $\alpha = -\lambda \frac{\delta T}{T_z - T_f}$
2.	Пренос на топлина при природна циркулација	$q_p = \pi \delta \alpha \Delta T$ φ 1/K = температурен отпор ρ kg/m ³ = густина на флуидот c kJ/kgK = специфичен топлински капацитет λ W/mK = кондуктивен КПТ μ kg/ms = динамичка вискозност	$\alpha = 0,135 \frac{\lambda}{L} (Gr \cdot Pr)_{sr}^{1/3}$ $Gr = \frac{\varphi g \Delta T \rho^2 L^3}{\mu^2}$ - Grashoff број $Pr = \frac{\mu \cdot c}{\lambda}$ - Prandtl број
3.	Пренос на топлина при вриење	p_s = притисок на заситување во 10 ⁵ Pa	$\alpha = \frac{3,4 p_s^{0,18} q_p^{2/3}}{1 - 0,0045 p_s}$
4.	Пренос на топлина при вриење при присилна циркулација	$\frac{q}{\alpha} = T_p - T_f = (T_p - T_z)(T_z - T_f) = \frac{25(q_p / 10^6)^{0,25}}{e^{p/6,28}} + \Delta T_{pod}$ $\Delta T_{pod} = T_z - T_f$ = подладување на флуидот	

5.2.5. Пренос на топлина со зрачење

Кај енергетските постројки преносот на топлина главно се изведува со кондукција и конвекција, а од помало значење има преносот на топлина со зрачење. Затоа, во овој дел ќе бидат прикажани само основните карактеристики на преносот на топлина со зрачење. [4,15]

Специфичниот пренос на топлина и преносот на топлина се определуваат од равенките:

$$q_p = \frac{c_0}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} + 1} \left[\left(\frac{T_1}{100} \right)^4 - \left(\frac{T_2}{100} \right)^4 \right] \text{ W/m}^2$$

$$Q = \frac{c_0 A_1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{A_1}{A_2} \left(\frac{1}{\varepsilon_2} + 1 \right)} \left[\left(\frac{T_1}{100} \right)^4 - \left(\frac{T_2}{100} \right)^4 \right] \text{ W}$$

$\varepsilon_1, \varepsilon_2$ = коефициент на емисија на тело 1 и 2,
 A_1, A_2 = површина на тело 1 и 2, тело 1 се наоѓа во тело 2,
 T_1, T_2 = температура на тело 1 и 2
 c_0 = константа со вредност $5,67 \text{ W}/(\text{m}^2\text{K}^4)$.

Во таб. 5.7 се прикажани коефициентите на емисија за површинско зрачење за различни материјали.

Таб. 5.7. Коефициентите на емисија за површинско зрачење за различни материјали:

Површина	Температура К	Коефициент на емисија ε
Алуминиум полиран	500÷850	0,039÷0,057
Алуминиум оксидиран	470÷870	0,11÷0,19
Бакар полиран	293	0,03
Бакар оксидиран	470÷870	0,57÷0,87
Железо сјајно	700÷1300	0,144÷0,377
Железо оксидирано	470÷870	0,64÷0,78
Цигла	293	0,93
Кермида	293	0,93
Тврда црна гума	293	0,945
Порцелан	293	0,92
Шамот	1500	0,60

5.3. Топлинска пресметка на нуклеарен реактор

Нуклеарниот реактор е уред за производство на топлинска енергија, која може да се искористи за енергетска намена. При топлинска пресметка на реакторот интересни се температурите во внатрешноста на горивните елементи (прачки), на материјалот на обвивката на горивните елементи и максималната температура на нуклеарното гориво. [4, 15]

Обвивката на горивните елементи се цевки со тенки сидови изработени најчесто од легура на циркониум. Температурата на обвивката е меродавна за механичкиот интегритет на обвивката од кој зависи испуштањето на продуктите од фисијата во средството за ладење. Не смее да се дозволи температурата при интензивна топлинска моќ да ја премине граничната вредност. Загрозување на механичкиот интегритет на обвивката се појавува при критичен топлински проток. При појава на филмско вриење на површината на горивната прачка се појавува прегревање, а со тоа и оштетување на нејзината обвивка. Со топлинска пресметка потребно е да се провери дали работниот топлински проток е понизок од критичниот.

Максималната температура на горивото е исто така ограничувачки параметар. Не смее да се дозволи температурата на горивото во оската на горивната прачка (каде што е највисока) да ја достигне точката на топење при која значително се влошуваат механичките својства на таблетите на ураниумов оксид (UO_2), а со тоа задржување на продуктите од фисијата во горивото. Основната цел на топлинската пресметка на реакторот е определување на количината на топлинска енергија, која може да се генерира и одведе од реакторот, без влошување на интегритетот на горивните елементи поради прегревање на материјалот.

Во нуклеарниот реактор просторната распределба на производството на топлина одговара на просторната распределба на неутронскиот проток, односно оваа распределба во цилиндричен нерелефлексан хомоген реактор може да се изрази со равенката:

$$q_v = q_{v0} J_0 \left(\frac{2,405 \cdot r_s}{R} \right) \cos \left(\frac{\pi \cdot z}{H} \right) \quad W/m^3$$

Вообичаено генерираната топлинска моќ се пресметува како моќ произведена по должина на горивната прачка или т.н. линеарна моќ и се обележува со индекс „1“, односно q_{1v} :

$$q_{1v} = q_{1v0} \cos \left(\frac{\pi \cdot z}{H} \right) \quad kW/m$$

q_{1v0} kW/m = генерирана моќ по должина на прачката во средина на каналот за ладење ($z=0$)

Под канал за ладење поедноставено се смета горивната прачка и дел на флуидот кој ѝ припаѓа на прачката, при што се занемарува мешањето на флуидот со соседните канали. Должината на каналот H е екстраполирана должина на каналот за ладење, а вистинската должина на каналот за ладење е H' која е помала од H . На тој начин се зема во обзир дека кај нерелефлиран реактор неутронскиот проток и генерираната моќ на крајот на каналот не се еднакви на 0. Во реален случај треба да се смета со дополнително покачување на генерираната моќ на крајот на каналот за ладење, затоа што секој реактор има некаков страничен рефлектор.

Големината на моќта на краевите на каналот за ладење може да се определи со односот H'/H . За помали односи се добива поголема моќ и порамномерна распределба по должина на каналот. Вредностите на променливата z во равенката се движат од $-H/2 < z < H/2$. На сл. 5.2 е прикажана промената на генерираната моќ по должина на каналот за ладење. [4,15]

При пресметка на температурата на флуидот за ладење по должина на каналот во стационарна состојба, топлината која се произведува во горивната прачка се апсорбира во средството за ладење (флуидот за ладење).

При претпоставка температурата да расте пропорционално со количината на апсорбирана топлина, при што се разгледува елемент на каналот за ладење со висина dz и се зема дека флуидот при поминување низ тој елемент се загрева за dT , се добива:

$$c_f \rho_f v_f A_f dT_f = c_f m_f dT_f = q_{1v} dz = q_{1v0} \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) dz$$

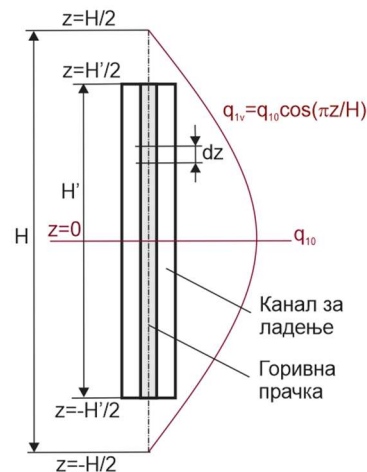
c_f , ρ_f , v_f , A_f , m_f = специфична топлина, густина, брзина, масен проток на флуидот.

Ако α е конвективен коефициент на пренос на топлина од површината на горивната прачка на флуидот за ладење, може да се напише:

$$\alpha(T_p - T_f) O_p dz = q_{1v0} \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) dz$$

T_p = температура на површината на горивната прачка,
 O_p = опсег (површина по единица должина) на кој се врши пренос на топлината.

Температурата на флуидот по височина z се добива со интеграција од влезот на флуидот во каналот ($z=-H'/2$) до висина z :



Сл. 5.2. Промена на генерираната моќ по должина на каналот за ладење

$$c_f m_f \int_{T_{fv}}^{T_f} dT_f = q_{1v0} \int_{-H'/2}^z \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) dz = \frac{q_{1v0} H}{\pi} \left[\sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) + \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right) \right]$$

T_{fv} = температура на флуидот на влезот во реакторот.

Од тука следи дека зависноста на температурата на флуидот за ладење T_f од положбата по должина на каналот за ладење се определува:

$$T_f = T_{fv} + \frac{q_{1v0} H}{\pi c_f m_f} \left[\sin\left(\frac{\pi z}{H}\right) + \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right) \right]$$

Температурата на флуидот за ладење на излезот од каналот за ладење се определува:

$$T_f = T_{fv} + \frac{q_{1v0} H}{\pi c_f m_f} \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right)$$

Многу едноставно може да се заклучи дека средната вредност помеѓу влезната и излезната температура на флуидот за ладење е во средина на каналот за ладење. Температурата на средината на каналот за ладење (при $z = 0$) се определува:

$$T_{fs} = T_{fv} + \frac{\Delta T_f}{2}$$

ΔT_f = промена (пораст) на температурата на флуидот за ладење во каналот за ладење

Температурата на флуидот за ладење во внатрешноста на каналот за ладење се користи за определување на температурата на површината на обвивката на горивната прачка, односно:

$$T_p = T_f + \frac{q_{1v0}}{\alpha O_p} \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

Со комбинација на равенките за определување на температурите T_f и T_p се добива равенката за определување на температурата на површината на обвивката на горивната прачка:

$$T_p = A + B \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) + C \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

каде:

$$A = T_{fv} + \frac{q_{1v0}H}{\pi c_f m_f} \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right) = T_{fs} = T_{fv} + \frac{\Delta T_f}{2}$$

$$B = \frac{q_{1v0}}{\alpha O_p}$$

$$C = \frac{q_{1v0}H}{\pi c_f m_f} = \frac{\Delta T_f}{2 \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right)}$$

Од интерес е максималната вредност на температурата на површината, која се определува врз основа на максималната температура во каналот, односно како екстремна вредност од равенката за T_p :

$$\frac{\Delta T_p}{dz} = 0 = -B \sin\left(\frac{\pi z_m}{H}\right) + C \cos\left(\frac{\pi z_m}{H}\right)$$

Од тука произлегува:

$$z_m = \frac{H}{\pi} \operatorname{arctg}\left(\frac{C}{B}\right) = \frac{H}{\pi} \operatorname{arctg}\left(\frac{\alpha O_p H}{\pi c_f m_f}\right)$$

Од равенката произлегува дека положбата на максималната температура на површината не зависи од моќта која се генерира во каналот за ладење и многу малку зависи од брзината на струење на флуидот низ каналот за ладење. Односно, ако коефициентот на пренос на топлината е пропорционален со $Re^{0,8}$, односот α/m_f ќе биде пропорционален со $v_f^{0,2}$.

Максималната температура на површината на обвивката на горивниот елемент се добива со замена $z = z_0$ во равенката за T_p .

Со примена на познатите тригонометриски односи се добива:

$$\cos\left(\frac{\pi z_m}{H}\right) = \frac{1}{\sqrt{1 + \left(\frac{C}{B}\right)^2}} \quad \text{и} \quad \sin\left(\frac{\pi z_m}{H}\right) = \frac{\frac{C}{B}}{\sqrt{1 + \left(\frac{C}{B}\right)^2}}$$

со замена во равенката за T_p се добива:

$$T_{p\max} = \frac{\frac{C^2}{B} + B}{\sqrt{1 + \left(\frac{C}{B}\right)^2}} + T_{fs}$$

односно понатаму:

$$T_{p\max} = B\sqrt{1 + \left(\frac{C}{B}\right)^2} + T_{fv} + \frac{\Delta T_f}{2} \quad \text{или}$$

$$T_{p\max} = C\sqrt{1 + \left(\frac{B}{C}\right)^2} + T_{fv} + \frac{\Delta T_f}{2}$$

Од претходните изрази $C = \Delta T_f / [2\sin(\pi H' / 2H)]$, односно $B/C = \pi c_f m_f (\alpha O_p H)$, по средовање се добива:

$$\frac{T_{p\max} - T_{fv}}{\Delta T_f} = \frac{1}{2} \left[1 + \frac{1}{\sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right)} \sqrt{1 + \left(\frac{\pi m_f c_f}{\alpha O_p H}\right)^2} \right]$$

Оваа равенка е позната како равенка Ginn's со која се овозможува да се определи дозволеното покачување на температурата на флуидот за ладење во каналот за ладење, при познати карактеристики на флуидот, условите на струење во каналот за ладење и зададена максимална температура на површината на обвивката на горивната прачка, како и влезната температура на флуидот.

Порастот на температурата на флуидот за ладење во каналот за ладење е пропорционален со моќта која се генерира во тој канал, што може да се види од следната равенка:

$$\Delta T_f = \frac{2q_{iv0}H}{\pi c_f m_f} \sin\left(\frac{\pi H'}{2H}\right)$$

Температурата во внатрешноста на горивниот елемент се добива со додавање на соодветните температурни разлики на температурата на површината на обвивката на горивната прачка. На тој начин оваа температура се добива како температурна разлика на ѕидовите од цевка со радиус r_p (надворешен радиус на цевката) и r_g (надворешен радиус на горивото кој се зема да е еднаков на внатрешниот радиус на обвивката).

Температурната разлика помеѓу внатрешната и надворешната површина на обвивката ΔT_{ob} се определува:

$$\Delta T_{ob} = q_{iv} \frac{1}{2\pi\lambda} \ln\left(\frac{r_p}{r_g}\right) = \frac{2q_{iv0}}{2\pi\lambda} \ln\left(\frac{r_p}{r_g}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) = B_1 \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

Помеѓу обвивката и нуклеарното гориво (таблети од UO_2) има мал процеп исполнет со гас. Влијанието на тој процеп на преносот на топлината може да се усвои како контактен термички отпор. Тоа влијание е опфатено со коефициентот на пренос на топлина на контакт на обвивката и горивото α_p . Според тоа температурната разлика во процепот може да се определи:

$$\Delta T_p = \frac{q_{1v}}{2r_g \pi \alpha_p} = \frac{q_{1v0}}{2r_g \pi \alpha_p} \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) = B_2 \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

Ширината на процепот се занемарува и може да се земе дека внатрешниот радиус на обвивката е еднаков на радиусот на горивото r_g .

Температурата на површината на горивото и температурата на горивото во оската на горивната прачка, може да се означат T_{pg} и T_{og} .

Температурата на површина на горивото во функција од висината на каналот се определува:

$$T_{pg} = A + (B + B_1 + B_2) \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) + C \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

Положбата на максималната температура на горивото може да се определи:

$$z_m = \frac{H}{\pi} \arctg\left(\frac{C}{B + B_1 + B_2}\right)$$

Од претходните изрази може да се заклучи дека положбата на максималната температура на горивото е поблиска до центарот на каналот за ладење во однос на максималната температура на површината на обвивката на горивната прачка. Општо може да се каже дека сите температурни разлики при одредена топлинска моќ генерирана во горивната прачка се поместуваат кон точката на максимална моќ, односно кон средината на каналот за ладење.

Максималната температура во оската на горивната прачка при позната температура на површината, може да се определи од изразот:

$$\frac{q_{1v}}{4\pi} = \frac{q_{1v0}}{4\pi} \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) = \int_{T_{pg}}^{T_{og}} \lambda dT$$

5.4. Топлински својства на соединенија

Во следните табели се дадени топлинските својства на различни соединенија што се користат кај нуклеарните реактори. [4,15]

Таб. 5.8. Топлински својства на вода во зависност од температурата:

Температура К	Густина kg/m ³	Специфична топлина kJ/kgK	Коефициент на пренос на топлината W/mK	Кинематска вискозност mm ² /s
273	1000	4,219	0,555	1,79
293	998	4,182	0,598	1,01
313	992	4,178	0,627	0,658
333	983	4,190	0,651	0,478
353	972	4,199	0,669	0,364
373	958	4,215	0,681	0,295
393	944	4,232	0,685	0,249
413	926	4,257	0,684	0,217
433	908	4,282	0,680	0,189
453	887	4,395	0,673	0,172
473	863	4,500	0,665	0,162
523	794	4,855	0,644	0,137
573	700	5,693	0,564	0,131

Таб. 5.9. Зависност на притисокот и температурата на заситување за обична вода:

Притисок MPa	Температура на заситување К	Притисок MPa	Температура на заситување К
0,1	372,6	2,0	485,4
0,2	393,2	2,5	496,9
0,3	406,5	3,0	506,8
0,4	416,6	4,0	523,3
0,5	424,8	5,0	536,9
0,6	431,8	6,0	548,6
0,8	443,4	8,0	568,0
1,0	452,9	10,0	584,0
1,2	416,0	12,0	597,7
1,6	474,4	16,0	620,3
		20,0	638,7

Таб. 5.10. Топлински својства на тешка вода во зависност од температурата:

Температура К	Притисок на заситување МРа	Специфична топлина kJ/kgK	КПТ W/mK	Густина Kg/m ³	Кинематска вискозност mm ² /s
313	0,0065	4,190	0,602	1100,0	0,720
333	0,0182	4,190	0,619	1090,9	0,511
353	0,0442	4,190	0,631	1078,2	0,303
373	0,0963	4,190	0,637	1063,3	0,282
393	0,1910	4,190	0,636	1046,4	0,260
403	0,2620	4,200	0,634	1037,1	0,240
413	0,3520	4,210	0,632	1024,4	0,224
423	0,4660	4,210	0,628	1017,0	0,208
433	0,6070	4,230	0,623	1006,3	0,195
443	0,7810	4,250	0,616	994,3	0,185
453	0,9920	4,270	0,609	983,3	0,176
463	1,246	4,303	0,602	971,0	0,167
473	1,564	4,340	0,594	958,1	0,160
483	1,902	4,374	0,585	944,7	0,155
493	2,320	4,424	0,573	930,6	0,149
503	2,799	4,483	0,562	915,6	0,145
513	3,361	4,554	0,549	900,3	0,142
523	-	4,640	0,536	884,0	0,139
533	-	4,740	0,522	866,7	0,136
543	-	4,856	0,508	848,4	0,133
553	-	5,010	0,493	828,8	0,132
563	-	5,258	0,478	807,9	-
573	-	5,490	0,462	785,2	-

Таб. 5.11. Топлински својства на воздух при атмосферски притисок:

Температура К	Густина kg/m ³	Специфична топлина kJ/kgK	Коефициент на пренос на топлината W/mK	Кинематска вискозност mm ² /s
223	1,534	1,004	0,0205	9,65
253	1,365	1,004	0,0226	12,0
273	1,252	1,009	0,0237	13,9
293	1,164	1,013	0,0251	15,7
313	1,092	1,013	0,0265	17,6
333	1,025	1,017	0,0279	19,4
353	0,968	1,021	0,0293	21,5
373	0,916	1,021	0,0307	23,6
393	0,870	1,026	0,0320	25,9
433	0,789	1,030	0,0344	30,6
473	0,723	1,034	0,0370	35,5
523	0,653	1,042	0,0400	42,2
573	0,596	1,047	0,0429	49,2
673	0,508	1,059	0,0485	64,6
873	0,391	1,088	0,0581	98,8
1073	0,318	1,113	0,0669	137,0
1273	0,268	1,139	0,0761	181,0
1473	0,232	1,164	0,0845	227,0
1673	0,204	1,189	0,0930	278,0
1873	0,182	1,218	0,1012	332,0

6 МАТЕРИЈАЛИ ЗА НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ И СПЕЦИЈАЛНИ ТЕХНОЛОГИИ

6.1. Вовед

Во нуклеарната енергетика се користат материјали со посебни особини, што во значителна мерка ја ограничуваат употребата на класичните материјали. Едно од главните барања на овие материјали се нивните нуклеарни особини, кои се различни за нуклеарното гориво, модераторот, прачките за регулација и конструктивните елементи. [15,20,21.22,23,24]

Кај нуклеарното гориво пред сè е најбитен високиот макроскопски пресек за негов распад со термички или брзи неутрони. Истовремено мора да се обезбеди и доволна количина на неутрони во една рекација на распад. Овие особини ги исполнуваат само некои изотопи на ураниумот, ториумот и плутониумот.

За прачките за регулација потребно е материјалот да има висок макроскопски пресек на зафаќање на термичките или брзите неутрони. Во одредени случаи се бара само повисока вредност на пресекот со цел зголемување на коефициентот на запирање на реактивноста на прачките за регулација. Во првата група (за регулација на термичките реактори) влегуваат материјали со бор, кадмиум, хафниум, сребро и ретки материјали како: самариум, еуропиум, гадолиниум и диспрозиум. Во втората група спаѓа на пример титан. Друга особина која треба да ја имаат прачките е при нивната работа да не се менува нивната ефективност (коефициентот на запирање на реактивноста), односно да се појавува само мало согорување на прачките.

За покривање на горивните прачки се користат материјали со низок работен пресек на зафаќање или неелеастично растурање на неутроните за бројот на зафатени неутрони да биде што поголем. За таа цел кај термичките реактори најдобрите материјали се на основа на алуминиум, магнезиум, берилиум и циркониум, а кај брзите реактори се применуваат легури на основа на никел (аустенитни не'рѓосувачки челици), ванадиум, ниобиум и графит. Битни карактеристики на овие материјали се и отпорноста од корозија во средини на средството за ладење и јакосните карактеристики.

Модераторите и ладилните медиуми покрај одредени нуклеарни особини (висок работен пресек при еластичен распад кај термичките реактори и низок работен пресек на зафаќање на неутроните кај брзите реактори), треба да обезбедат добро одведување на топлината од активната зона на реакторот и хемиска стабилност. Модераторите можат да бидат цврсти материјали (графит, берилиум или цврсти хидриди на циркониум и берилиум) и течни (лесна и тешка вода, органски течности како дифенил). Додека како ладилен медиум се при-

менуваат течности (лесна и тешка вода, органски соединенија) и гасни (јаглероден диоксид, аргон, хелиум, воздух, прегреана пара), додека кај брзите реактори се користат и течни метали (натриум, калиум).

Конструктивните материјал покрај нискиот работен пресек на апсорпција треба да обезбедат цврстина, мала кртост, постојаност и отпорност на корозија во работниот простор и во поле на нуклеарното зрачење.

Од претходното може да се види дека во нуклеарната техника се користат нови материјали и нови технолошки постапки за нивно добивање, кои обезбедуваат висока чистота и хомогеност. Кај горивата се работи со природни радиоактивни материјали или со високо радиоактивни соединенија добиени со регенерација на горивото (изработка на плутониум). [15,20,21.22,23,24]

Најбитни карактеристики при избор на материјалите се:

- механички особини – доволна цврстина при високи температури и висока точка на топење, отпорност на топлински напрегања, отпорност на лом при циклично оптоварување и сл.,
- отпорност на корозија, посебно кај горивните прачки,
- брзо и директно одведување на топлината со мали температурни дилатации,
- низок работен пресек на зафаќање на неутроните (освен кај апсорберите),
- радиоактивна стабилност, односно отпорност на радиоактивно нарушување (зголемена кртост, промена на геометриската форма),
- висока чистота, и мали нечистотии во материјалот предизвикуваат промени на механичките својства, намалување на отпорноста на корозија и нуклеарните својства,
- достапност и добра цена на чинење,
- добра механичка обработка, заварливост и ниска цена на чинење на изработка.

6.2. Влијание на полето на зрачење во реакторот на својствата на материјалите

При согорување на нуклеарното гориво, покрај продуктите на реакцијата се појавува корпускуларно и фотонско зрачење, кое влијае на околните материјали. Во излезниот реактивен спектар покрај силниот проток на брзи неутрони се појавува значителна количина на алфа, бета и високоенергетско гама зрачење. Влијанието на овие типови зрачења на материјалите зависи од работниот пресек на распаѓање, зафаќање и распад, структурата на материјалите, топлината и времето на озрачување и сл. [15,20,21.22,23,24]

Доколку се работи за неорганички материјали, влијанието на алфа и бета зрачењето е многу мало за да може да се појави нарушување на материјалот. Гама зрачењето може да продре до поголеми длабочини, но влијанието врз материјалите е помало од влијанието на брзите неутрони. Тоа значи дека најголемо оштетување на материјалите е резултат на интеракцијата на неутроните со материјалите.

6.2.1. Интеракција на неутроните со кристалната решетка

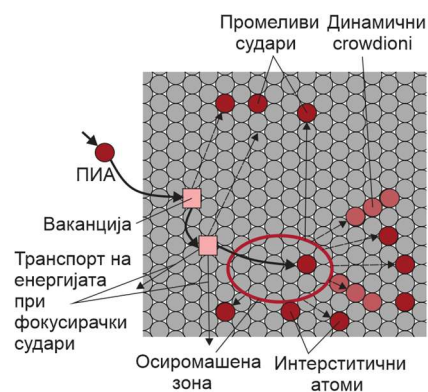
При премин на неутроните низ материјалот, под влијание на еластичните судири се појавува исфрлување на јони (често се користи терминот атоми) од мрежните површини на кристалната решетка на материјалите.

Максималната енергија E_a предадена од неутронот на таканаречениот примарно исфрлен атом (ПИА) е еднаква:

$$E_a = \frac{4M}{(M+1)^2} E_u = \frac{4}{M} E_u \quad (\text{при } M \gg 1)$$

$$E_a = \frac{2}{M} E_u$$

Преносот на ПИА низ материјалите се определува преку растурање на наелектризираните честички (јони). Ако нивната енергија е доволно повисока во однос на енергијата на прагот E_d за исфрлување на ПИА од кристалната решетка, тогаш тоа може да предизвика понатамошно исфрлање на други атоми и постепено намалување на нивната енергија. На тој начин се формира каскада на исфрлени атоми, а на нивно место се формираат ваканционни места. На тој начин кристалната решетка е со неправилен распоред на мрежата и се појавува зона на оштетување на решетката (сл. 6.1). Тоа предизвикува покачување на температурата на многу мал волумен (2,5÷5) nm за краток период. [15,21.22,23]



Сл. 6.1. Шематски приказ на радиоактивно оштетување на кристал на бакар (Seeger)

Во разгледуваниот волумен се појавува течна фаза под висок притисок (атомска плазма). При брзо ладење, поради оддавање на топлината кон околните кристали, се појавува одреден број интерстатични атоми. Според моделот на Seeger се појавуваат и фиксирани судири, кои може да формираат оддалечени Френкелови парови. Оваа состојба е нестабилна и при повисоки температури предизвикува нарушување на зоната (осиромашена зона). Кај металите оваа состојба е извор за негова деградација.

Вкупниот број на Френкелови парови $\nu(E_1)$, формиран од еден ПИА при енергија E_1 , се определува според изразот на Kinchin и Peas:

$$\nu(E_1) = \frac{E_a}{2E_d}, \quad \text{при } (E_a \leq E_z)$$

$$\nu(E_1) = \frac{E_z}{2E_d}, \quad \text{при } (E_a \geq E_z)$$

E_a aJ = (4÷6,4) за метални конструктивни материјали,
 E_z fJ = енергија потребна за формирање соодветна зона, за метали изнесува (1,6÷16) fJ.

Приближните вредности на ν за реактори со распаѓачки спектар на неутрони се дадени во таб. 6.1.

Таб. 6.1. Приближни вредности на бројот на Френкелови парови:

Материјал	Атомска маса	ν
Be	9	440
C (графит)	12	900
Fe	56	390
Cu	64	380

Средниот број на ПИА може да се пресмета со помош на работниот пресек при еластичен распад и познавање на енергетскиот спектар на неутроните. За радиоактивни оштетувања на конструктивните материјали (нераспаѓачки) и модераторите најголемо влијание имаат брзите неутрони, кои се лимитирани со долна граница 160 fJ (најприменувана) или пак 80 и дури 64 fJ. Ова радиоактивно оштетување влијае на сите карактеристики на материјалите и на нивната структура, односно нивните механички особини: се намалува нивната цврстина, се зголемува издолжувањето, се намалува нивната контракција, се појавува крт лом поради покачување на температурата, се намалува нивната еластичност, а се зголемува нивната кртост. Исто така се менуваат физичките својства на материјалите како: се наголемуваат модулот на еластичност, топлинската спроводливост, електричниот отпор, параметрите

на решетката, се појавуваат фазни трансформации и зголемувања дифузија и сл. Промените во материјалот, пред сè зависат од видот на материјалот.

Термичките и натермичките неутрони предизвикуваат нуклеарни реакции со промена на атомскиот број, при што се појавува покрај фотони и корпускуларни зрачења, најчесто α зрачење. Ова зрачење е со мал домет, но поради тоа останува во материјалот и влијае неповолно на него. Предизвикува промена на атомскиот број, кој не се совпаѓа со атомите на кристалната решетка.

Радиоактивните оштетувања на материјалот можат да се изразат преку индексот на радиоактивен раст G_1 :

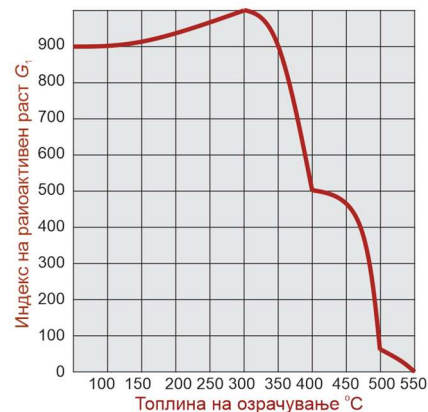
$$G_1 = \frac{1}{l} \frac{dl}{dN} = \frac{\text{релативно издолжување } \%}{\text{изгорување } \%}$$

Истражувањата на монокристален метален ураниум покажале дека вредноста на индексот G_1 се намалува со зголемување на озрачената топлина. На пример на температура од -160 °C индексот е 11500, а на 100 °C е 420. Најголемиот пад на индексот се појавува на температури повисоки од 300 °C и 500 °C (сл. 6.2). Тоа е резултат на појавата на дислокациски јазли, кои при повисоки температури под дејство на дифузијата се распаѓаат и постепено исчезнуваат. [15,20,21.22]

Друг ефект при озрачување на ураниум при високи температури е радиоактивното ползење (свеер). Брзината на радиоактивното ползење на ураниумот во реакторот може да порасне за 1 до 2 реда, независно од излезната структура. Зголемувањето на оваа брзина е резултат на високите сили на врзување во материјалот. Доколку ураниум се озрачува при ниски температури со релативно мал проток на неутрони се појавуваат мали промени во волуменот на материјалот.

Ако согорувањето расте по 10-тина % и температурата се движи во горните граници на егзистенција на ураниумот (400 – 600 °C) се појавува ефектот – волуменски раст (swelling). Тој се појавува како резултат на собирање (натрупување) на продуктите од распаѓањето, пред сè гасни продукти како криптон (9 %) и ксенон (35 %). Големината на овој ефект се користи за оценка на примената на метален ураниум како материјал за горивните прачки, но и за други материјали.

При распаѓање на ураниумот се појавуваат најмалку два атоми, цврсти или гасни, кои се поголеми од почетниот атом на ураниумот. Волуменскиот раст под дејство на цврстите продукти е умерен, односно изнесува 2,3 % при согорување на 1 % на атоми на ураниум. Поголемо влијание имаат гасните продукти на распаѓањето, при што се претпоставува дека 1 cm^3 ураниум при озрачување со согорување на 1 % атоми, се формираат $4,7 \text{ cm}^3$ гасови.



Сл. 6.2. Промена на индексот на радиоактивен раст во зависност од топлината на озрачување за ураниум

Големината на волуменскиот раст зависи од видот на материјалот. Во чист метален ураниум при согорување од 0,7 % на атомите, достигнува вредност од 10 %, што е предуслов за мала примена на металниот нелегиран ураниум за горивните прачки. Подобри особини се постигнуваат кај легурите со Mo, Al, Fe, Si, во кои овие атоми на легурите со ураниумот прваат ситнозрнеста интермедијација.

Со микроскопски истражувања е покажано дека при озрачување на повисоки температури, атомите на инерните гасови се спојуваат и формираат меури со дијаметар $(5\div 30)$ nm. При високи степени на согорување, дијаметрите на меурите стануваат поголеми и околу нив се појавуваат пукнатини, кои понатаму се зголемуваат. Овие пукнатини не се појавуваат во γ -ураниумот озрачуван при температура од $(700\div 800)$ °C, до согорување од 0,4 % и при волуменски раст од 100 %. Тоа потврдува дека формирањето на пукнатините е резултат на високите внатрешни напони кои се појавуваат како резултат на радијалниот раст при висока анизотропија на α -ураниумот. Појавата на меури и нивниот раст се уочува при озрачувања на температура од $(400\div 600)$ °C, односно при пониски температури, што потврдува дека појавата на меури е тесно поврзана коагулацијата на гасните атоми во меури.

Во тек на озрачувањето на материјалите за гориво, било метални или керамички (UO_2), во средината на горивните прачки може да се појави фазна промена. Кај керамичките материјали поради спроведувањето на топлина во средината на горивната прачка настанува топење на материјалот. На тој начин се формираат пукнатини со различни големини со различен коефициент на линеарно ширење.

При озрачување на аустенитни не'рѓосувачки челици на температури $0,5\cdot T_m$ (T_m температура на топење) се појавуваат хелиумови атоми, како резултат на нуклеарната интеракција на неутроните со материјалот, а потоа се појавуваат хелиумови меури. Овие меури се формираат под дејство на термичките неутрони на $Be^{10}(n,\alpha)Li^7$ и како резултат на брзите неутрони со атомите на Fe, Ni, Cr, N. Дијаметарот на меурите е $(5\div 25)$ nm. На тој начин се појавува високотемпературна кртост на материјалот.

При озрачување на конструктивните материјали при температури од $(0,3\div 0,5)T_m$ се појавува ефектот – раст поради формирање парови (swelling). Овој ефект најчесто се појавува кај аустенитните челици легирани со Al, Ni, Cu или легирани со Fe, V, Nb. Не се појавува кај хексагоналните метали (α -Zr, Ti). На стабилизацијата на овие парови добро влијание имаат атомите на He кои добро дефундираат. Овој ефект се појавува кај легурите дури при озрачувања од околу 10^{25} m⁻², а дијаметарот на порите се движи од $(5\div 40)$ nm.

Кај графитот, покрај озрачениот раст предизвикан како кај α -ураниумот и α -циркониумот, се појавува и ефектот на акумулација на скриената енергија (ефект на Wigner). Оваа енергија се нарекува енергија за појава на нарушувања на кристалната решетка на графитот и се појавува на температури повисоки од температурата на озрачување. Вредноста на оваа енергија се движи околу 2,5 MJ/kg при озрачување од $3 \cdot 10^{23} \text{ m}^{-2}$ и може да предизвика високо прегревање на графитот.

6.2.2. Влијание на озрачувањето на корозијата

Нуклеарното зрачење кое се појавува при работа на нуклеарните реактори во најголем дел има негативно влијание на отпорноста од корозија на материјалите од реакторот. При појава на корозијата се намалуваат функционалните параметри на материјалите, неповолно влијае на цевководите, на подвижните делови, предизвикува таложее на изменувачките површини, таложее на површината на горивните прачки и намалување на преносот на топлина. Од продуктите на корозија може да се формираат радионуклеиди, кои се таложат од внатрешната страна на реакторскиот систем, што значително го отежнува одржувањето на реакторот. [15, 22, 23, 24]

Под дејство на зрачењето се менуваат физичките особини на системот и хемиските својства на соединенијата, што директно влијае на корозијата.

Корозивната средина може да се дефинира како функција од три големини:

- радиолитскиот ефект, односно промена на хемскиот потенцијал на корозивната средина, предизвикано од формирањето на нови супстанции под дејство на радиолизата;
- деструктивен ефект, кој се појавува под дејство на структурни дефекти во оксидациониот слој;
- фоторадиоактивен ефект, односно промена на својствата на оксидациониот слој предизвикана поради апсорпција на енергијата во оксидациониот слој.

6.3. Гориво за нуклеарните реактори (материјали за фисија)

Активните материјали на горивните прачки според примената можат да се поделат на:

- материјали за обезбедување на реакцијата на фисија (фисиони материјали - распад);
- материјали за обезбедување на формирање на ново гориво (мултипликативни материјали).

Материјали за фисија се материјали кои во својот состав имаат еден од следните три изотопи: ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu кај термичките реактори и ^{238}U кај брзите реактори. Од овие изотопи само ^{235}U се наоѓа во природата (во природен ураниум 0,712% волуменски) и затоа се нарекува примарен материјал за фисија. ^{239}Pu е пропатен елемент на рудата на ураниумот, но неговата количина во ураниумот е $5 \cdot 10^{-12}\%$ волуменски. Затоа се добива исто како ^{233}U по вештачки пат од нуклеарната реакција во нуклеарниот реактор. Овие два материјали затоа се нарекуваат секундарни материјали за фисија. Изотопот ^{239}Pu се формира при краткотрајно зрачење, додека при долготрајно зрачење преку други реакции се формираат други изотопи на плутониумот со атомска маса 240 и 241. ^{239}Pu има висок работен пресек за фисија. [15,20,21.22,23,24]

Од друга страна, изотопите ^{238}U (во природен ураниум 99,282%) и ^{232}Th (во природен ураниум 100 %) спаѓаат во групата на мултипликативни материјали, односно материјали кои се суровина за изработка на секундарни фисиони материјали.

Во таб. 6.2 се прикажани карактеристичните работни пресеци за фисија на термички и брзи неутрони и времето на полураспад на изотопите на ураниум, ториум и плутониум.

Таб. 6.2. Основни нуклеарни својства на изотопите на нуклеарните горива:

Изотоп	Содржина %vol	Време на полураспад god	Работен пресек при фисија и апсорпција 10^{-28} m^2			
			Термички неутрони $4 \cdot 10^{-22} \text{ J}$		Брзи неутрони 0,8 pJ	
			Фисија	Апсорпција	Фисија	Апсорпција
$^{232}_{90}\text{Th}$	100	$1,4 \cdot 10^{10}$	0	7,0	0,14	7,25
Природен U	100		4,14	7,65	0,53	7,51
$^{233}_{92}\text{U}$	0,06	$1,6 \cdot 10^5$	527	581	2,73	2,93
$^{235}_{92}\text{U}$	0,712	$7,1 \cdot 10^8$	582	694	1,59	1,91
$^{238}_{92}\text{U}$	99,282	$4,5 \cdot 10^9$	0	2,8	0,52	7,50
$^{239}_{92}\text{Pu}$	0	89	17	519		
$^{239}_{94}\text{Pu}$	0	$2,4 \cdot 10^4$	740	1026	1,83	2,15

6.3.1. Основни барања од нуклеарните горива

При процесот на работа на нуклеарниот реактор настанува постепено согорување на горивото (фисиониот материјал). Доколку е можно да се обезбеди доволна количина на материјал за множење (реакција) во горивниот елемент и соодветен работен режим, тогаш брзината на формирање на секундарни фисиони материјали може да го замени загубата на реактивност поради согорување на горивото. Во тој случај, работниот век (траење, живот) на горивниот елемент зависи од металуршките и механичките својства, кои влијаат на стабилноста на елементот и можното протекување на продуктите од фисијата во примарниот круг. Големината на стабилноста се определува во зависност од радиоактивното оштетување, кое со правилен избор на материјал за горивото може значително да се намали. Конструкцијата на горивниот елемент треба да обезбеди херметичност, затоа што евентуалното протекување на радиоактивните продукти може да ја зголеми активноста на примарниот круг. Изборот на покривката на елементот треба да е со антикорозивни својства при контакт со ладилниот медиум. Изборот на јадрата на елементите, односно сопственото гориво е таков што се елиминира појавата на пукнатини, кои доведуваат до локално прегревање и загубата на цврстината на материјалот. [15,20,21.22,23,24]

Кампањата (периодот на менување на горивото) од економски причини треба да биде што подолга, за да се постигне поголемо согорување на горивото. Но, од друга страна не е потребно да се постигне максимално согорување на горивото, за да се избегнат големите трошоци за негова преработка (регенерација на горивото).

6.3.2. Метални нуклеарни горива

Примената на метални нуклеарни горива има предности, затоа што може да гарантира висока густина на фисиониот материјал, односно висок макроскопски работен пресек за фисија и добра топлинска спроводливост. Примената на нелегиран ураниум има недостаток, а тоа е малата радиоактивна отпорност, поради неговиот висок радиоактивен и волуменски раст. Со примената на легирани материјали се зголемува радиоактивната отпорност, но се зголемуваат и апсорпционите работни пресеци.

Добро се покажало легирањето на ураниум со додатоци на Cr, Se, Y, во количини од (0,01÷0,1) %, затоа што со ураниумот тие формираат цврст раствор и можат да послужат како фаќач на гасните продукти на фисијата.

Алфа легурите на ураниумот се развивале со цел намалување на волуменскиот раст. Со хомогена дисперзија на зацврстување со други честички може да се постигне формирање центри за зафаќање на гасните продукти на фисијата. Оваа дисперзија се постигнува со додавање мали количини растворливи соединенија, како Si, Fe, Al со калење на цврстиот раствор.

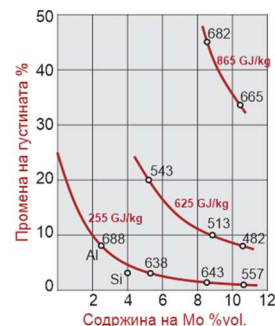
Легирањето со повеќе од 10 %vol со Mo, го зголемува отпорот од радиоактивно ползење и отпорноста од волуменски раст. При согорување на 0,8 % атоми доаѓа до стабилизација на γ -фазата и со тоа до забавување на понатамошниот волуменски раст. На **сл. 6.3** е прикажано поволното влијание на Mo за намалување на волуменскиот раст, при согорување до 16 GJ/kg. Недостаток на ова метода е дека при обезбедување на поголемо согорување потребно е да се користат високи содржини на Mo и притоа мора да се користи збогатено гориво, а не само природен ураниум.

Голем недостаток на металните горива со голема содржина на ураниум (но и плутониум) е високиот радиоактивен и волуменски раст и релативно ниските работни температури дадени со ниската температура на трансформација $\alpha \rightarrow \beta$ (668 °C), а со тоа помала моќ на активната зона.

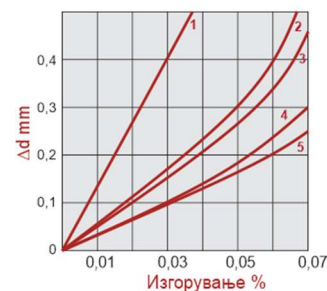
Доколку се работи за високи коефициенти на радиоактивен раст G_1 на чистиот ураниум, од **сл. 6.2** може да се види, дека до 350 °C вредноста на коефициентот не се менува. Над оваа температура вредноста на G_1 се намалува, а следниот скок се појавува на температура повисока од 450 °C, а на 500 °C вредноста на G_1 е нула. На вредноста на G_1 покрај текстурата и топлинската обработка, има влијание и тоа дека за чист ураниум е најдобра лиената структура, а најмало зголемување на радиоактивниот раст има ураниум кален од β -областа со масло (**сл. 6.4**).

Зависноста на волуменскиот раст од температурата кај металниот ураниум е обратна од радиоактивниот раст, односно со пораст на температурата, големината на волуменскиот раст се покачува (**сл. 6.5** за легура со Mo). Од сликата може да се види дека на температури над 600 °C се појавува брза промена на брзината на волуменскиот раст, а вредноста на коефициентот на радиоактивен раст G_1 се доближува до 0.

Од досегашниот текст може да се види дека металните легури може во принцип да се користат до температури од 500 °C, при што максималното согорување може да се движи во зависност од легурата од (0,43÷2,16) TJ/kg. Доколку се работи за природен ураниум, легирањето е ограничено со пресекот на апсорпција на легурата на 10-тина % и со тоа и изигрувањето до околу 1,73 TJ/kg (горна граница).

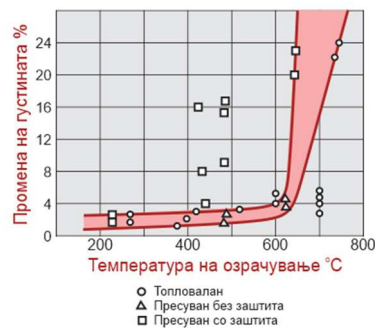


Сл. 6.3. Влијание на содржината на Mo на волуменскиот раст на легури на ураниум



1. Лиен ураниум
2. Закален ураниум од γ -фаза со вода
3. Закален ураниум од γ -фаза со масло
4. Закален ураниум од β -фаза со вода
5. Закален ураниум од β -фаза со масло

Сл. 6.4. Промена на дијаметарот на цилиндри за ураниум во зависност од согорувањето



Сл. 6.5. Промена на густината на легура на U-10% содржина на Mo во зависност од температурата на озрачување и согорување

6.3.3. Керамички нуклеарни горива

Реакторите со поголема моќ бараат и поголема моќ на активната зона, што значи и повисоки работни температури на нуклеарното гориво. Во овој случај веќе не може да се користат металните горива во термичките реактори од типот PWR, BWR, HTGR и брзите реактори, односно кај нив се користат керамички горива. Во керамички нуклеарни горива спаѓаат:

- ураниумов оксид, ториум или плутониум и тоа посебно или како нивна смеса, а исто така смеса со оксиди на нереактивни материјали;
- неоксидни керамички материјали, како карбити, сулфити, фосфити, нитрити, силицити и др. Неоксидни материјали на ураниумот, ториумот и плутониумот, како и нивни смеси;
- дисперзивни фази на матрицата на нереактивни метали, како алуминиум, аустенитен негосувачки челик или графит.

Целта за развој на овие керамички материјали (керамички и дисперзни материјали) е обезбедување големо согорување при мал волуменски раст за високотемпературни реактори или реактори со голема моќ (при високи температури на горивото). Тоа значи изработка на материјали со висока точка на топење. Од друга страна, недостаток на овие материјали е лошата топлинска спроводливост во однос на металните горива. Овие материјали имаат лош коефициент на пренос на топлината, а при површински температури од (350+500) °C во центарот на горивниот елемент се појавуваат температури на топење од околу 2750 °C. Тоа значи дека во текот на работата, за време на озрачувањето, во пресекот на горивниот елемент се појавуваат големи структурни промени и пораст на зрната во радијална насока (кристализација).

Главните карактеристики на керамичките материјали се прикажани во таб. 6.3. Најприменуван керамички материјал е ураниум диоксид (UO_2), кој претежно се користи во PWR и BWR реакторите. Неговите особини зависат од степенот на стехиометрија, односно UO_{2+x} , што одговара пред сè на брзината на ослободување и брзината на дифузија на гасните продукти од фисијата. Волуменскиот раст на UO_2 , исто така зависи од ослободувањето на гасните продукти на фисијата. При согорување од 8,64 GJ/kg се формираат околу 35 cm³ гасни фисиони продукти (Xe+Kr), од тоа околу 25 % се ослободуваат од компактниот UO_2 и се зголемува притисокот во прачката. Во нестехиометрискиот UO_2 ослободувањето на гасните продукти



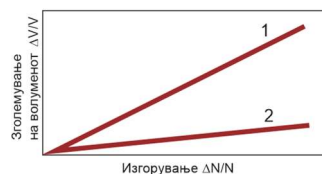
е поголемо, како резултат на нискиот пренос на топлината и зголемената брзина на дифузија. [15]

Таб. 6.3. Основни карактеристики на најбитните соединенија на U, Th и Pu:

Соединение	Точка на топење °C	Теоретска густина 10^3 kg/m^3	Содржина на U, Th, Pu % vol.	Работен пресек		Кристална структура
				σ_f 10^{-28} m^2	σ_a 10^{-28} m^2	
U	1130	19,04	100,0	4,18	7,68	R
UO ₂	2880	10,97	88,2	1,4	256	FCC
α -U ₃ O ₈	2500	7,9	84,8	1,16	2,11	R
UC	2445	8,34	95,2	2,1	3,85	FCC
UC ₂	2470	11,68	90,8	1,39	2,54	BCT
U ₂ C ₃	1775	12,88	93			BCC
UN	2850	14,32	94,4	2,1	4,79	FCC
US	2450	10,37	88,1			FCC
U ₂ S ₃	1850	8,81	83,2			R
UP	2450	10,3	88,5			FCC
U ₃ Si	930	15,69	96,2	3,15	5,75	BCT
U ₃ Si ₂	1665	12,2	92,7	2,52	4,65	T
UAl ₂	1105	8,28	81,5			FCC
UAl ₃	1320	6,7	74,6	1,08	2,07	C
UBe ₁₃	2000	4,37	67	0,32	0,59	FCC
UFe ₂	1235	13,21	68,1			FCC
U ₆ Fe	816	17,7	96,2			BCC
UNi ₂	985	13,46	67,0			HCP
U ₆ Ni	790	17,6	96,1			BCT
α -Pu ²³⁹	665	19,32	100,0	746	1026	M
PuO ₂	2260	11,46	88	249	339	FCC
PuC	1654	13,6	95	358	505	FCC
PuC ₂	2250		90,9			
Pu ₂ C ₃	2050	12,7	93	293	407	BCC
PuN	2750	14,25	94,5	366	517	BCC
α -Th	1690	11,75	100,0	0	7,56	FCC
ThO ₂	3300	10	87,9			C
ThC	2625	10,6	95,2			FCC
ThC ₂	2655	9,6	90,8			M или R
ThS	2335	9,6	87,9			FCC
ThSi ₂	1300		80,5			

BCC – Кристална, просторно центрирана
 BCM – Монолитна, просторно центрирана
 BCT – Квадратна, просторно центрирана
 C – Призматична
 FCC – Призматична, просторно центрирана
 FCR – Орторомбоидна, површински центрирана
 HCP – Шестаголна со стеснета структура
 M – Монолитна
 R – Орторомбоидна
 T – Квадратна

Ако се споредат вредностите на волуменскиот раст на метален ураниум (легури од типот U→Zr) и UO₂ може да се види дека волуменскиот раст на UO₂ е 12 пати побавен во однос на металните легури на ураниумот. Во првите стадиуми на согорувањето, прво се пополнуваат порите во UO₂, а потоа започнува волуменскиот раст со собирање на продуктите на фисијата (сл. 6.6, каде $R_N = \Delta V/V : \Delta N/N$).



1. Легури на основа на U и Zr $R_N=4$
2. UO₂, $R_N=0,33$

Сл. 6.6. Зголемување на волуменот на ураниум и UO₂ во зависност од согорувањето

Во последно време доста се применуваат карбидите на ураниумот, кај кои важна улога има стехиометријата, односно UC_{1+x} . Се покажало дека натстехиометриските карбиди (над 5,2% vol. содржина на C) се постабилни на волуменски раст во однос на стехиометриските и потстехиометриските карбиди. Слободниот ураниум во карбидите се однесува како метален и со тоа ги влошува вкупните особини на материјалот. Волуменски раст во UC се појавува при температури на 900 °C, а потоа многу зависи од големината на температурата.

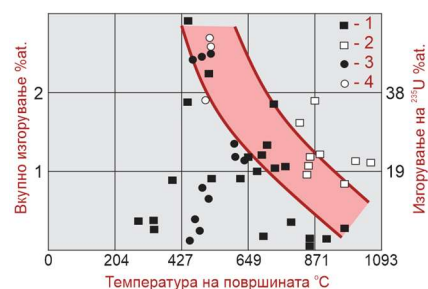
Предност на дисперзивните горива е пред сè зголемиот отпор за волуменски раст, како резултат на продуктите од фисијата кои се локализираат во дисперзираните честички на горивото. [15,20,21,22,23,24]

Неповрзаноста во разложувањето на продуктите на фисијата и поврзувањето на стабилната и цврста матрица се услови за совладување на оштетувањата во јадрото на горивната прачка како целина. Како матрица може да се користи аустенитен челик (при пониски температури), алуминиум (при многу ниски температури) или графит (при повисоки температури). Примената на графитот има и друга предност, а тоа е нискиот коефициент на пренос на топлината, односно ниски температурни напрегања и помала можност за појава на пукнатини.

Од експериментите на дисперзивни горива со (18±30)% vol. UO_2 (не'ргосувачки челик), може да се види дека со пораст на температурата на озрачување се зголемува можноста за појава на нарушувања, што доведува до намалување на дозволеното согорување (сл. 6.7). Сепак, при повисоки температури околу 500 °C дозволено е согорување од 3,03 TJ/kg, а се очекува дека ќе може да се постигне согорување од (40±50)% атомски, односно 30,3 TJ/kg. Недостаток е тоа што со пораст на волуменот на керамиката се намалува дозволеното согорување.

Друга добра варијанта на дисперзивни горива е (U-Mo) во матрица од магнезиум или UC, како и UO_2 во матрица на (U-Mo) или матрица на Ве.

Покрај наведените аспекти и главното влијание на радиоактивното оштетување, битно влијание имаат основните особини на материјалите од кои зависи конструкцијата и температурните физички параметри на активната зона на реакторот.



- 1 - Неоштетени прачки
- 2 - Оштетени прачки
- 3 - Неоштетени прачки
- 4 - Оштетени прачки
- 1 и 2 – лист примерок
- 3 и 4 – тенки прачки

Сл. 6.7. Особини на однесувањето на дисперзно соединение на UO_2 (18±30) % vol. – не'ргосувачки челик при озрачување

6.3.4. Особини на нуклеарните горива

Основните физички особини на металните горива (U, Th, Pu) се прикажани во таб. 6.4. Од неа може да се види дека од страна на структурната стабилност и точката на топење најповолен за користење е металниот α -ториум, додека користењето на метален плутониум е ограничено само при работа на ниски температури. Другите особини и за двете горива се приближно еднакви. Интересен е големиот број на фази кај плутониумот, што ја ограничува неговата примена во нелегирана состојба. [15,20,21.22,23,24]

Барањата за повисоко согорување на горивото, повлекуваат примена на различни елементи за легирање на материјалот за фисија. Кај ураниумот најповолен елемент е алуминиум (со мала растворливост во ураниум), молибден и циркониум (со голема растворливост во ураниум) (таб. 6.4).

Таб. 6.4. Основни особини на метален U, Th, Pu и нивните оксиди:

	U		Th		Pu		PuO ₂
	U	UO ₂	Th	ThO ₂	Загревање	Ладење	
Кристална структура на фазите, температура на фазните промени °C	α -R-668 β -T-776 γ -BCC	α -FCC	α -FCC 1380±25 γ -BCC	α -C	α -M, 112 β -BCM, 184 γ -FCR, 314±319 δ -FCC, 440±464 δ -BCT, 460-484 ϵ -BCC	α -M, 91 β -BCM, 150 γ -FCR, 280 δ -FCC, 469 δ -BCT, 490 ϵ -BCC	α -FCC
Точка на топење °C	1120	2880±20	1690±10	3300	640		2260±20
Теоретска густина на α -фаза при 20 °C, 10 ³ kg/m ³	19,12	10,97	11,75	10,0	19,86		11,46
Линеарен коефициент на топлинско издолжување 10 ⁻⁶ 1/K	16,3	10,8	11,5	9,67	56		8,2
Измерена топлина на α -фаза при 20 °C, J/kgK	194	247	117	241	150		251
Коефициент на пренос на топлината α -фаза при 20 °C, W/K	3,35	7,55	3,75	8,35	8,35		
Јунгов модул на еластичност на α -фаза при 20 °C, MN/m ²	2,05 10 ⁴	16,8 10 ⁴	6,9 10 ⁴	1,4±2,5 10 ⁵	8,9 10 ⁴		

За постигнување на повисоки топлински технички параметри на активната зона и постигнување на поголемо согорување се користат керамички материјали (таб. 6.4). Точката на топење на овие оксиди е повисока во однос на металните материјали, а волуменот на продуктите на фисија е доволно висок (околу 90 %), додека пресекот на апсорпција не е толку висок, што бара примена на збогатени горива. Помала предност се вредностите на топлината и пред сè коефициентот на пренос на топлината, кои предизвикуваат појава на значителен температурен градиент по дебелина на горивната прачка.

6.3.5. Технологија за изработка на чисти метали

Во принцип технологија за изработка на гориво може да се подели на:

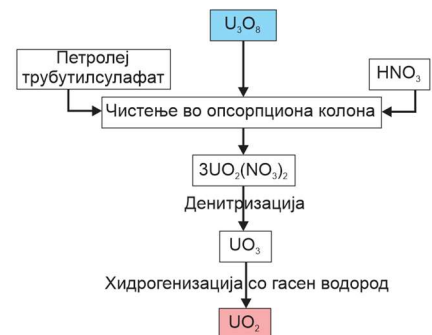
- изработка на чисти метали U, Th или Pu,
- нивно збогатување со изотоп за фисија ^{235}U ,
- изработка на метални легури,
- изработка на керамички и дисперзивни материјали,
- изработка на горивни прачки, таблети, топки.

Главна суровина за изработка на ураниум е уранит (UO_2 ураниум диоксид) кој содржи (30+60) % на U_3O_8 или други руди со хемиски состав на смеси на оксиди во облик $x\text{UO}_2$ и $y\text{UO}_3$. При обработката покрупно сомелената гранулирана руда најпрво се збогатува на механички начин со флотација. Потоа концентратот се меле на поситни гранулати и хемиски се обработува. За тоа се користат киселини или додатоци во зависност од примесите. На тој начин се добива концентрат на U_3O_8 , кој понатаму хемиски се пречистува од несаканите примеси. Принципиелната шема на добивање на UO_2 од концентрат на U_3O_8 е прикажана на [сл. 6.8.](#) [15]

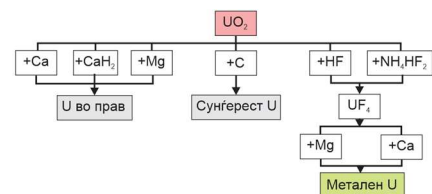
Ураниум диоксид UO_2 претставува излезна суровина за добивање метален ураниум, кој се произведува директно од UO_2 или преку UF_4 ([сл. 6.9.](#)). Изредуцираниот ураниум во прав понатаму се претопува во вакуум и може да се делегира. Постојат и други процеси како на пример подготовка на ураниумот со електролиза на растопени соли. [15]

При добивање ураниум збогатен со фисионен изотоп ^{235}U во процесот на производство на метален ураниум (или UO_2) се вметнува процесот на збогатување, кој по правило се прави на UF_6 (добиеен со оксидација на UF_4 при оксидација на кислород во присуство на магнезиум). Збогатувањето може да се прави со следните методи:

- збогатување со дифузија на гасен UF_6 со парни мембрани,
- одвојување во гасен сепаратор - центрифуга (во надворешниот дел се собира пред сè ^{238}U , а внатре ^{235}U),
- одвојување со електромагнетен сепаратор, во кој се користи претходно збогатен ураниум со методата на дифузија,
- одвојување со Лавалов млазник, во кој протекува смеса на гасови, а на надворешниот дел се збогатува со лесни изотопи и во средина со тешки, односно ^{238}U .



Сл. 6.8. Принципиелна шема за добивање UO_2 од концентрат на U_3O_8



Сл. 6.9. Принципиелна шема на добивање на метален ураниум од UO_2

Ториумот се добива најчесто од моназит (песок) според постапката прикажана на сл. 6.10. Со овие постапки се добива ториум во прав, сунѓерест и метален ториум, кои се основа за изработка на легури на ториум или други керамички материјали. [15,20,21,22,23,24]

Плутониумот се добива по вештачки пат со озрачување на горивните елементи во фисиони реактори. При постигнување волумен од 0,1 % Pu, горивните елементи се преместуваат во резервоари каде се оставаат до фаза на умирање. Најпрво се распаѓаат продуктите на фисија со најкраток животен век, а со тоа се намалува нивната активност. Изумрениот горивен елемент се растворува во HNO_3 , се филтрира, при што се одржува соодветно pH на растворот, а потоа растворот се пропушта низ екстракциони колони. Со понатмошните постапки претежно се отстрануваат продуктите на фисијата, се одделува плутониумот од ураниумот и се рафинира.

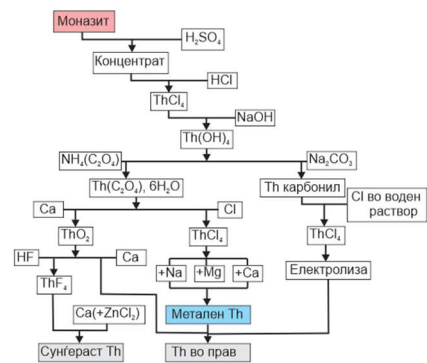
Отстранувањето на продуктите на фисијата се врши во раствор на HNO_3 , во која јоните на Pu^{IV} и U^{IV} се формираат со трибулфосфат и јони на NO_3 комплексни соединенија, а главниот дел на продуктите на фисијата остануваат во растворот. Плутониумот од ураниумот се одвојува со помош на реакцијата на железен сулфамид.

Јоните на Pu^{III} одново оксидираат во Pu^{IV} и повторно се екстрахираат низ раствор на трибутилфосфат и петролеј, а потоа одат во раствор со вода.

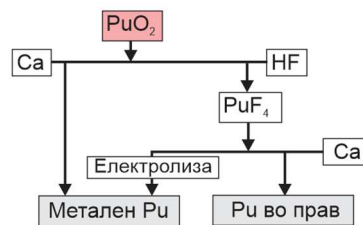
Друга постапка е слична со таа на ураниум или ториум, а прикажана е на сл. 6.11. [15]

При постапките потребно е да се придржува до следните основни принципи:

- доволна заштита од зрачење (оваа заштита не е толку битна при преработката на ураниум и ториум, но многу е битна при преработка на озрачено гориво и плутониум),
- зачувување на поткритична содржина на продукти на фисија во растворите,
- доволна заштита од висока токсичност (плутониумот е многу токсичен при содржина 10^{-6} g).



Сл. 6.10. Принципиелна шема на добивање ториум



Сл. 6.11. Принципиелна шема на добивање на плутониум

6.3.6. Циклуси на нуклеарното гориво

Суровината за производство на нуклеарно гориво за НТЕЦ е природен ураниум (ураниумска руда) кој се добива од минерали од различни наоѓалишта на руда. Циклусот на гориво може да се дефинира како збир на фази на сложената технологија за производство на нуклеарно гориво, почнувајќи од екстракција на ураниумска руда, производство на горивни елементи и нивна употреба во реактори за нуклеарна фисија, па сè до складирање и отстранување на потрошеното нуклеарно гориво или негова обработка и враќање на преработените производи во системот за снабдување со гориво за повторна употреба. Циклусите на нуклеарното гориво се класифицираат според видот на нуклеарното гориво што се користи во реакторите:

- ураниум (ураниум-плутониум),
- плутониум,
- ториум-ураниум.

Циклусите на горивото на ураниум се засноваат на:

- природен и
- збогатен ураниум.

Циклусот на нуклеарното гориво може да биде:

- затворен и
- отворен.

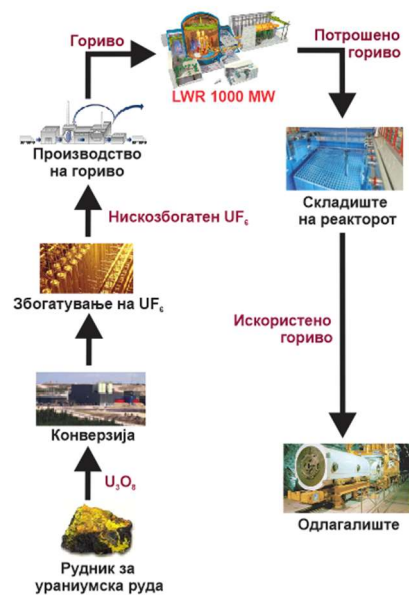
Во затворен циклус на гориво по искористувањето во реакторот потрошеното гориво се испраќа на преработка, проследена со целосно или делумно враќање на производите за преработка (ураниум и плутониум) во циклусот (сл. 6.12).

Во отворен циклус на гориво, потрошеното нуклеарно гориво се складира (мокро околу 3 год.) и потоа се испраќа на долгорочно складирање или крајно отстранување.

6.3.6.1. Циклус на гориво од природен ураниум

Циклусот на гориво од природен ураниум се состои од следните фази:

- ископување ураниумска руда,
- добивање ураниумски концентрати,
- производство на гориво,
- производство на горивни елементи,
- искористување на горивните елементи во реактор,
- преработка на потрошено гориво (одвојување на несогорен ураниум-235, ураниум-238 и плутониум од производите на фисија).



Сл. 6.12. Шема на отворен циклус на гориво

Циклусот на гориво на нуклеарните центри кои работат на природен ураниум е отворен. Произведениот плутониум од такво потрошено гориво не се користи и тој се акумулира за негова последователна употреба во брзи реактори. Регенерацијата на ураниум што содржи мала количина на ураниум-235 (2-5 kg/t) е несоодветна како главно гориво. Ова е наједноставниот циклус на гориво без збогатување на природен ураниум со ураниум-235. НТЕЦ кои работат на овој циклус на гориво се карактеризираат со ниски почетни трошоци за нуклеарно гориво. Овие трошоци може да се покријат со продажба на акумулираниот плутониум, бидејќи неговата содржина во потрошеното нуклеарно гориво може да достигне до 3 kg Pu/t потрошено гориво. Реактори ладени со тешка вода (D₂O) и реакторите на ураниум-графит ладени со гас работат на овој вид гориво, односно метален природен ураниум, кое се одликува со мала густина на енергијата и ниско согорување. Затоа, НТЕЦ кои работат на природен ураниум се одликуваат со голема капитална инвестиција по киловат инсталирана моќ, што побарува висока продуктивност на постројките за производство со висока цена. Реакторите за тешка вода се карактеризираат со ниска годишна потрошувачка на ураниум и ниски почетни финансиски инвестиции во циклусот на гориво (таб. 6.5).

Таб. 6.5. Потреба од ураниум во различни типови на реактори со моќ 1000 MW:

Показател	Термички реактори (на термички неутрони)				Брзи реактори
	Лесноводен	Тешководен	Напреден гасно - графитен	Високо-температурен гасно - графитен	
Почетно полнење со природен ураниум, t	450+558	131	544	153	640
Потрошувачка на природен ураниум, t/god	125+140	89	136	127	155
Производство на плутониум, kg/god	215	320	170	112	600
Вкупна потрошувачка на ураниум по 30 год., t	4178	2711	4480	3850	700

6.3.6.2. Циклус на гориво со збогатен ураниум

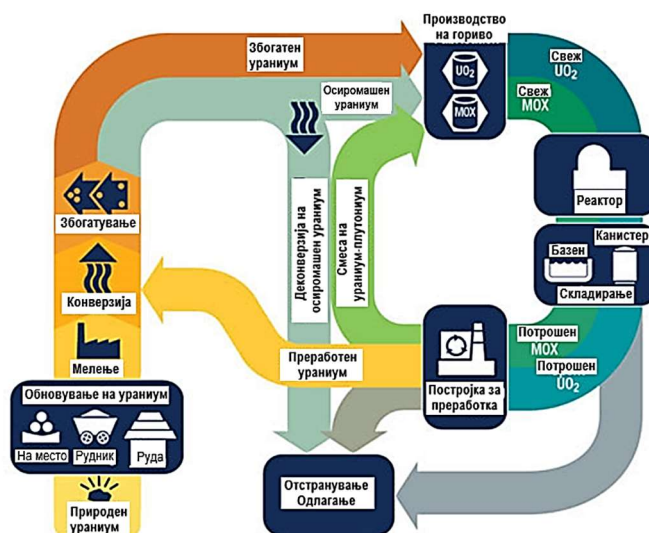
Во циклусот на нуклеарно гориво со збогатен ураниум, потребни се постројки за збогатување на природниот ураниум со ураниум-235, чија количина во природниот ураниум е 0,72 %. Циклусот на гориво со збогатен ураниум може да биде затворен и отворен. Отворениот циклус на гориво е со ниско почетно збогатување на ураниумот до (2÷4) %. Зголемувањето на почетната концентрација на фисибилен ураниум-235 во нуклеарното гориво ги подобрува неутронско-физичките карактеристики на јадрото на реакторот, односно коефициентот на фисија се зголемува (количината на нови неутрони на фисија по апсорбиран примарен неутрон). Ова овозможува да се зголеми енергетскиот интензитет и согорувањето на горивото, да се зголеми температурата на јадрото на реакторот и неговата термодинамичка ефикасност, да се користат материјали отпорни на топлина (не'рѓосувачки челик) и обична вода како модератор и течност за ладење на јадрото, примена на оксиди UO_2 и нитрати UN_2 на ураниум како гориво, како и намалени габарити на реакторот. Тоа доведува до намалување на инвестицијата за изградбата на НТЕЦ, намалување на протокот на нуклеарно гориво преку постројките за производство и намалување на цената на произведената електрична енергија.

Збогатувањето на природниот ураниум со $U235$ доведува до зголемување на цената на нуклеарното гориво поради зголемување на количината на ресурси на ураниум потребни за овој процес, што ја намалува ефикасноста на користењето на природен ураниум (види таб. 6.5). Сепак, намалувањето на инвестицијата за изградба на НТЕЦ, можноста за подобрување на техничките и економските карактеристики на реакторите, зголемувањето на нивната единица моќ (над 1000 MW), довеле до фактот дека денес најголем дел од реакторите (PWR, BWR, HTGR) во светот работат на гориво со збогатен ураниум.

Кај термичките реактори со ураниумско гориво, до 40 % од произведената електрична енергија се должи на согорувањето на плутониум-239, кој за време на работата на реакторот се произведува од ураниум-238 со согорување на ураниум-235. Потрошеното гориво од овој циклус на гориво содржи околу 10,5 kg/t плутониум, кој може хемиски да се одвои за време на повторната обработка и да се врати во циклусот на гориво, заменувајќи го ураниум-235 (сл. 6.13) во форма на мешано гориво (мешан оксид) ураниум-плутониум (MOX).

Циклусот на нуклеарното гориво со збогатен ураниум е прикажан на сл. 6.13 и обично ги вклучува следните фази:

- екстракција (ископување) на ураниумска руда и концентрирање (мелење) на рудата за производство на концентрат на руда од ураниум, односно наречен „жолт колач“;
- конверзија на концентратот на ураниумската руда во ураниум хексафлуорид (UF_6);
- збогатување со цел зголемување на концентрацијата на ураниум-235 (U^{235}) во UF_6 ;
- деконверзија за намалување на опасностите поврзани со осиромашениот ураниум хексафлуорид (DUF_6), или „јаловина“, произведен во претходните фази од циклусот на гориво;
- производство на гориво со претворање на природниот и збогатен UF_6 во UO_2 или ураниумски метални легури кои се користат како гориво во нуклеарните реактори. Овој чекор исто така вклучува производство на мешан оксид како гориво (MOX);
- употреба на горивото во реактори (на пример во енергетиката и сл.);
- привремено складирање на потрошеното нуклеарно гориво;
- преработка (рециклирање) на отпад на високо радиоактивно ниво;
- крајно отстранување на потрошеното (искористеното) гориво или отпадот на високо радиоактивно ниво.



Сл. 6.13. Циклус на нуклеарно гориво

Циклусот на нуклеарното гориво е нагледно прикажан во таб. 6.6.

Таб. 6.6. Циклус на нуклеарно гориво:

Од	До	Материјал	Забелешка
Рудник	Мелење	Руда на ураниум	Обично на исто место
Мелење	Конверзија	U ₃ O ₈ - Жолт колач	
Конверзија	Збогатување	UF ₆	
Збогатување	Производство на гориво	UF ₆	
Производство на гориво	Реактор	Гориво	
Реактор	Складирање	Потрошено гориво	Во кругот на НТЕЦ
Складирање	Одлагање	Потрошено гориво	
Складирање	Повторно производство	Потрошено гориво	
Повторно производство	Конверзија	Ураниум	Повторно производство на ураниум
Повторно производство	Производство	Плутониум оксид	
Повторно производство	Одлагање	Продукти на фисија	Застаклување (вградување во стакло)
Сите постројки	Одлагање	Отпад	Понекогаш во близина на НТЕЦ

Екстракција (ископување) на ураниум: Ураниумот е широко распространет во природата. Просечната концентрација на ураниум во Земјината кора е околу $4 \cdot 10^{-6}$ g/g. Просечната концентрација на ураниум во океаните е околу $1,3 \cdot 10^{-6}$ g/l. Познато е дека околу 200 минерали содржат ураниум во поголеми количини. Резервите на ураниум во почвата се прикажани во таб. 6.7.

Таб. 6.7. Производство на ураниум, t:

Земја	до 2003	2003	2004	2005
Канада	364652	10455	11597	11800
Австралија	105731	7573	8982	8980
Казахстан	95082	3327	3719	4175
Русија	119963	3073	3280	3275
Нигерија	87859	3156	3245	3400
Намибија	76699	2037	3039	3500
Узбекистан	99562	1603	2087	2300
Украина	70000	1000	1000	1000
САД	355713	769	878	835
ЈАР	152547	763	747	848
Кина	8865	790	730	730
Чешка	108197	452	412	320
Бразил	1369	230	300	340
Индија	7733	230	230	230
Други	332606	194	127	127
Вкупно	2034731	35601	40373	41360

Прва фаза на циклусот на нуклеарно гориво е екстракција (ископување) на природна ураниумска руда од Земјата и концентрирање (мелење) на таа руда (сл. 6.14). Со овие операции се добива ураниумов оксид U₃O₈ (жолт колач), кој потоа се транспортира до постројката за трансформација во која тој се трансформира во гориво за реактори наменети за нуклеарната енергетика. Ураниумската руда се ископува при содржини на U₃O₈ во рудата повисока од 0,1 %.

Рударските активности зависат од методот на екстракција, односно конвенционалното ископување на рудата на ураниум може да се врши од длабоки подземни рудници или површински рудници (до 100 m) (сл. 6.15). Исто така, е можна обработка на лице место (исцедување на место) каде што рудата на ураниум хемиски се изменува (обработува) под земја пред да се извади на површината за понатамошна обработка. Од истражување на наоѓалишта до нивното производство со проектиран капацитет, во просек се потребни околу 8 години. Просечната содржина на ураниум во комерцијалната руда е околу 0,22 % U_3O_8 . При толку ниска концентрација, за да се извади 1 t ураниум, потребно е да се извлечат и преработат околу 1000 t руда, која е претходно ослободена од отпадна јаловина. Најсовремена технологија за екстракција на ураниум од руда (до 90÷95 %) е хидрометалуршката, обработка на рудата која бара дробење и мелење во прав. Екстракцијата на ураниумски оксиди од ситно измелената руда во зависност од хемискиот и минералниот состав се изведува со сулфурна, азотна, флуороводородна киселина или карбонати на алкални елементи. Во случај на кисел раствор, се користат методите на селективна екстракција или јонска размена.

Мелењето на ураниумот се изведува во мелници за ураниум, при што се врши отстранување на јаловината или отпадот произведен со екстракција или концентрација на изворниот материјал од рудата (сл. 6.16). Бидејќи ураниумот произведен во овие капацитети не е збогатен, не постои критична опасност од озрачување и постои мала опасност од пожар или експлозија. Радиолошките опасности се ниски, бидејќи ураниумот има мало продорно зрачење и само умерено непродорно зрачење. Примарната радиолошка опасност се припишува на присуството на радиум во отпадниот материјал (јаловина).

Жолтиот колач е мешан ураниум оксид во цврста форма, кој се добива од ураниумска руда во процесот на мелење (сл. 6.17). Материјалот е смеса од оксиди на ураниум, кои може да варираат во пропорција и боја од жолта до портокалова, па сè до темно зелена (црна), во зависност од температурата на која се суши материјалот што влијае на нивото на хидратација и нечистотиите. Со сушење на повисоки температури се произведуваат потемни и помалку растворливи материјали. Во модерните постројки за мелење најчесто се произведува жолтеникаво соединение кое се состои главно од уранил пероксид дехидрат. Овој материјал потоа се транспортира во постројка за конверзија на ураниум, каде што се трансформира во ураниум хексафлуорид (UF_6), како подготовка за производство на гориво за нуклеарните реактори.



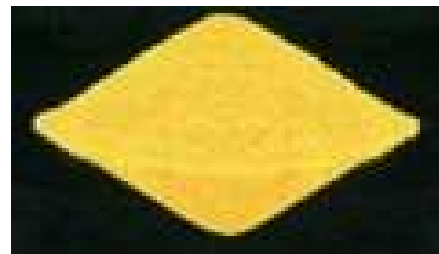
Сл. 6.14. Ураниумска руда



Сл. 6.15. Рудник за ископување на ураниумска руда



Сл. 6.16. Постојка за мелење на ураниумска руда

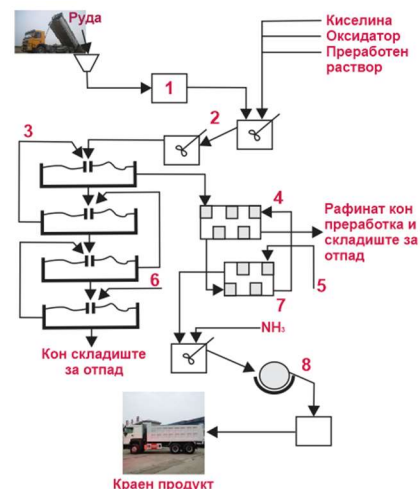


Сл. 6.17. Жолт колач

На сл. 6.18 е прикажан дијаграм на главните фази во преработката на ураниумската руда. Рудата што доаѓа од рудниците се дроба до состојба на прав. При влажно мелење, добиената кашеста маса се внесува во колото за влажнење, каде што се додава киселина. Во многу руди е потребно да се додаде оксидирачки агенс за да се претвори ураниумот во шествалентна состојба, чии соединенија се многу растворливи. По влажнењето, течната и цврстата фаза се одвојуваат. Ураниумот се екстрахира од растворот со селективна екстракција или јонска размена. Потоа тој се таложи, дехидрира и се суши, се пакува и се испраќа во топилница за да се произведе чист ураниум или негови соединенија.

Концентратот на природен ураниум фино се прочистува од нечистотии. За таа цел, концентратот се раствора во азотна киселина. Во овој случај, ураниум оксидот се претвора во уранил нитрат. Екстракција на ураниум се врши во раствор од трибутил фосфат во керозин. Финото прочистување ја намалува содржината на елементите со голем пресек за апсорпција на неутрони, како што се бор, кадмиум и др. на содржини од милионит дел од процентот. Како резултат на финото прочистување, се добива еден од оксидите на ураниум, односно UO_2 , UO_3 или U_3O_8 . Оксидите на ураниум се претвораат во гасен UF_6 хексафлуорид, кој се користи за производството на збогатен ураниум.

Конверзија на ураниумот: Откако ќе се произведе концентратот на ураниумска руда во мелницата (ураниум оксид или „жолт колач“), тој се пакува во канистри (буриња) од 55 l и се испраќа до постројката за конверзија на ураниум (сл. 6.19.). Во неа, жолтиот колач се обработува и потоа стапува во реакција со флуор за да се создаде ураниум хексафлуорид (UF_6). Ураниумот, во хемиска форма на UF_6 , е погоден за употреба во операции за збогатување. UF_6 излегува од процесот како гас кој потоа се лади во течност и се исцедува во цилиндри за складирање и транспорт од 14 t. Со понатамошно ладење на UF_6 , по пет дена тој преминува од течен во цврст. Цилиндарот со UF_6 во цврста состојба потоа се испраќа во постројка за збогатување (сл. 6.20). Примарните ризици поврзани со конверзијата се повеќе хемиски отколку радиолошки. При процесот на конвертирање на концентрат на ураниумова руда (ураниум оксид) во прав на UF_6 се појавуваат голем број испарливи и растворливи хемиски соединенија, како: флуор, флуороводородна киселина и уранил флуорид. Тие се потенцијален ризик доколку дојде до нивно ослободување и вдишување. Покрај тоа, процесот на конверзија користи водороден гас, кој е запалив и експлозивен. Кај овие постројки не постои опасност од радиоактивност, затоа што во текот на целиот процес се работи со природен ураниум.



1. Дробење и мелење; 2. Влажнење;
3. Селективна екстракција на ураниум со раствори и кашести соединенија;
- 4, 7. Селективна екстракција;
5. Десорпција; 6. Миење со вода;
8. Прскање, сушење и пакување.

Сл. 6.18. Шема на главните фази на преработка на ураниумска руда



Сл. 6.19. Транспорт на жолтиот колач во канистри

Збогатување на ураниумот: Ископаниот ураниум се состои од приближно 99,3 % U238), 0,7% U235) и < 0,01% U234. Тоа се различни изотопи на ураниум, кои содржат 92 протони во јадрото на атомот (бројот на протони во јадрото е она што ги прави атомите „ураниум“). Атомите на U238 содржат 146 неутрони, атомите U235 содржат 143 неутрони, а атомите U234 содржат само 142 неутрони. Вкупниот број на протони плус неутрони соодветно ја дава атомската маса на секој изотоп, а тоа е 238, 235 или 234. На атомско ниво големината и тежината на овие изотопи малку се разликува. Ова имплицира на тоа дека со соодветна опрема и под соодветни услови изотопите може да се одвојат.

Нуклеарното гориво што се користи во нуклеарниот реактор треба да има поголема концентрација на изотоп U235 од онаа што постои во природната руда на ураниум. U235 кога е концентриран (збогатен) може да се искористи во реактори ладени со лесна вода. Комерцијално, изотопот U235 се збогатува на (3÷5)% (од природната состојба од 0,7%) и потоа дополнително се обработува за да се создаде нуклеарно гориво.

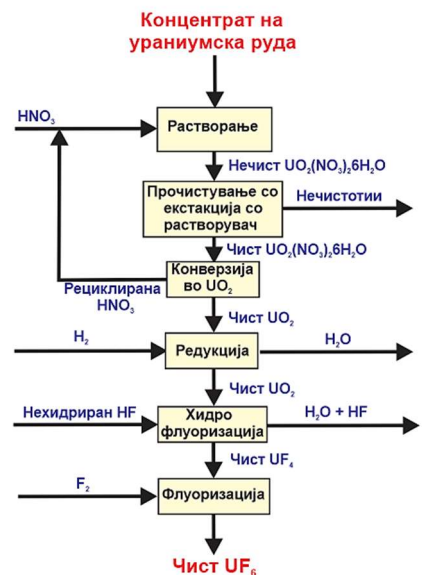
Во постројката за конверзија, ураниум оксидот се претвора во хемиска форма на ураниум хексафлуорид (UF₆) за да може да се користи во постројка за збогатување. UF₆ се користи од неколку причини:

- елементот флуор има само еден природен изотоп што е придобивка за време на процесот на збогатување (на пример додека се одвојува U235 од U238, флуорот не придонесува за разликата во тежината), и
- UF₆ е гас кој се одржува при соодветна работна температура (57 °C).

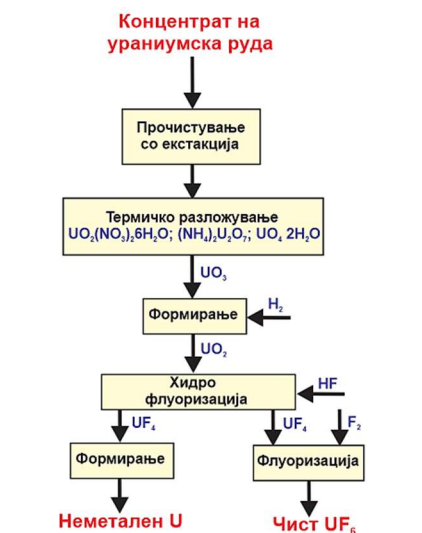
Процесот на чистење со флуор вклучува екстракција на ураниум од раствор од нитрат, кој се мие со вода за да се отстранат нечистотиите. Ураниумот потоа се екстрахира во разреден раствор на азотна киселина (0,01 % HNO₃) и добиениот ураниум оксид се редуцира со водород во UO₂, кој се претвора во UF₄ (зелена сол) со реакција со UF гас, а потоа UF₄ се претвора во UF₆ со реакција со гасен флуор.

Сувиот процес за производство на UF₆ вклучува редукција во течна форма, хидрофлуорирање, а потоа и флуорирање на UO₂. Потоа, UF₆ двапати се прочистува за да се добие чист производ (сл. 6.20).

Двете основни опасности во постројките за збогатување вклучуваат хемиски опасности што може да се создадат при ослободување на UF₆ и опасности од радиоактивност поврзани со збогатениот ураниум.



Конвенционална мокра постапка на процесот на конверзија во UF₆



Постапка за добивање чисти производи UO₂, UF₆ и неметален ураниум

Сл. 6.20. Постапки за конверзија на ураниум

Постојат неколку процеси на збогатување на ураниум:

- гасна дифузија,
- гасна центрифуга,
- ласерско одвојување.

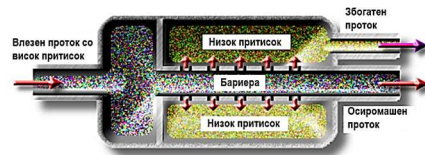
Гасната дифузија е првиот комерцијален процес што се користел во САД за збогатување ураниум. Овие постројки користеле огромни количества електрична енергија и со развој на технологијата за збогатување постепено биле исфрлени од употреба. Во светот, овој процес е заменет со нова технологија од втората генерација, кои се одликуваат со помала потрошувачка на електрична енергија за производство на еквивалентни количини на одвоен ураниум. Процесот на гасна дифузија користи молекуларна дифузија за одвојување гас од смеса на два гаса. Изотопското раздвојување се постигнува со дифузија на ураниум кој е комбиниран со флуор за да формира гас ураниум хексафлуорид (UF_6) низ порозна мембрана (барьера) и со користење на различните молекуларни брзини на двата изотопи за нивно раздвојување (сл. 6.21).

Во постројка за збогатување со гасна дифузија, гасот на ураниум хексафлуорид (UF_6) се внесува во цевководите на постројката каде што се пумпа преку специјални филтри наречени бариери или порозни мембрани. Отворите во бариерите се многу мали со минимален простор за поминување на молекулите на гасот UF_6 . Збогатување на изотопот настанува затоа што полесните молекули на гас UF_6 кои содржат атоми на U^{235} и U^{238} дифузираат побрзо низ бариерите отколку потешките молекули на гас UF_6 кои содржат U^{238} . За изведување на процесот не е доволна една бариера, туку се потребни многу стотици редно поставени бариери за да се постигне гасот UF_6 да има доволна содржина на U^{235} . На крајот на процесот, збогатениот гас UF_6 се повлекува преку цевководи и како кондензат во течна состојба се истура во контејнери. UF_6 потоа природно се лади до цврста состојба за да биде транспортиран до постројката за производство на гориво.

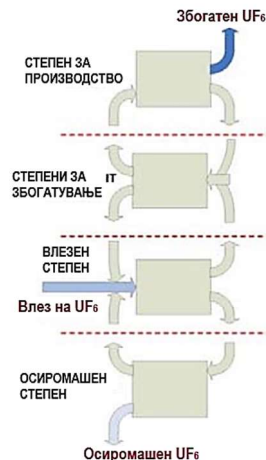
При моментална дифузија, односно при многу мал проток на гасови, коефициентот на дифузија α е дефиниран со брзината на дифузија:

$$\alpha = \frac{v_1}{v_2} = \sqrt{\frac{M_2}{M_1}}$$

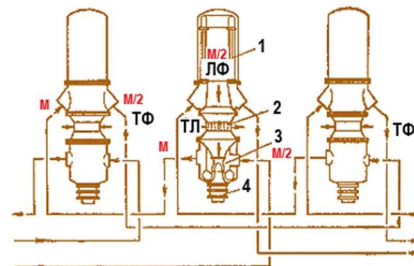
Примената на флуорид кај методата на дифузија е многу повољно, затоа што постои само еден стабилен изотоп на флуорот и тогаш доаѓа до одвојување на два флуориди $^{235}UF_6$ и $^{238}UF_6$. Брзината на дифузија се разликува само за 0,043 %. Коефициентот на збогатување тогаш би изнесувал:



Принцип на работа



Поврзување во каскада



1. Распределител со цевчести порозни прегради; 2. Ладилник; 3. Аксијален компресор; 4. Електромотор;
- ТФ – тешка фракција;
ЛФ – лесна фракција;
ТЛ - течност за ладење

Шематски приказ на каскадите

Сл. 6.21. Збогатување со гасна дифузија

$$\alpha = \sqrt{\frac{M_2}{M_1}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,0043$$

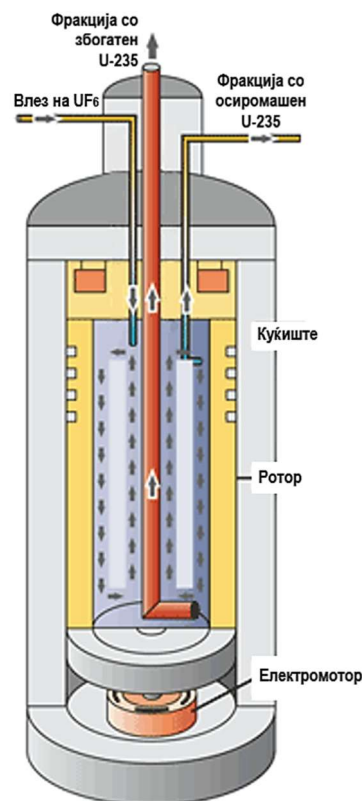
Вистинската вредност на коефициентот изнесува 1,0024, што значи дека за збогатување на 99 % $^{238}\text{UF}_6$ во смесата е потребно да има 4000 дифузни степени. Тоа бара постоење голем простор за работа, високи инвестиции и трошоци и голема количина енергија. За забрзување на процесот се користат високи температури и притисоци, а збогатувањето наместо со повеќепротошно движење низ една мембрана се изведува во каскади за дифузија. Затоа што волуменската содржина на изотопот ^{235}U во природниот ураниум е мала, за да се добие 1 m^3 $^{235}\text{UF}_6$ потребно е низ првиот степен на каскадата да поминат 43000 m^3 UF_6 . Од вака збогатен UF_6 можно е да се добие метален ураниум директно по гасен пат со редукција со натриум.

Одвојувањето на ^{235}U , односно збогатувањето на природен ураниум со овој изотоп, со цел добивање гориво за термичките реактори, значително го влошува остатокот на излезната суровина, затоа што волуменската содржина на изотопот ^{235}U е многу мал. Сепак, овие мали количини се складираат и може да се искористат кај брзите реактори во кои може да се искористи ^{238}U .

Збогатувањето со **гасна центрифуга** денес е актуелен начин за комерцијално збогатување на ураниумот. Гасот UF_6 влегува во цилиндар со гасна центрифуга и се ротира со голема брзина. Оваа ротација создава силна центрифугална сила, при што потешките гасни молекули на UF_6 кои содржат атоми $\text{U}238$ се движат кон надворешната страна на цилиндарот, а полесните молекули на гас кои содржат $\text{U}235$ се собираат поблиску до центарот. Протокот што е малку збогатен со $\text{U}235$ се повлекува и се внесува во следна центрифуга, односно следната повисока фаза. Малку осиромашениот проток со помала концентрација на $\text{U}235$ се рециклира назад во следната пониска фаза (сл. 6.22).

Постројката за гасна центрифуга содржи долги линии составени од голем број на ротирачки цилиндри. Овие цилиндри се поврзани во сериски и паралелни формации. Постројките за центрифугирање се меѓусебно поврзани со цел формирање каскади. На крајната излезна точка UF_6 се збогатува до саканата количина. Комерцијална фабрика за производство на гасни центрифуги е URENCO, Yunis, САД.

Технологијата за збогатување ураниум со **ласерско раздвојување** засега е во развој. Ураниумот може да се збогати со раздвојување на изотопи на ураниум со ласери. Молекулите можат да бидат возбудени со ласерска светлина, постапка која се нарекува фотоексцитација. Ласерите можат да ја зголемат



Една центрифуга



Голем број на центрифуги

Сл. 6.22. Постројка за збогатување со гасна центрифуга

енергијата во електроните на специфичен изотоп, менувајќи ги неговите својства и дозволувајќи му да се раздвои.

Процесот на збогатување користи три главни системи: ласерски, оптички и систем на модули за сепарација. Ласерскиот систем се состои од прилагодливи ласери кои даваат високо монохроматска светлина (светло со една боја). Светлината од овие ласери може да фотојонизира специфичен изотопски вид, а при тоа не влијае на другите изотопски видови. Погодениот изотопски вид хемиски се менува, што овозможува раздвојување на материјалот. Технологијата за ласерско раздвојување развиена во САД користи легура на метал од ураниум како влезен материјал, а методот на разделување на изотопи со ласерско возбудување (SILEX) користи UF_6 како влезен материјал.

Производство на гориво: Во постројките за производство на гориво се претвора збогатениот ураниум во нуклеарно гориво за нуклеарни реактори. Производството на нуклеарно гориво може да вклучи производство на мешан оксид (MOX) како гориво, односно смеса од ураниум и плутониум. Постојат постројките за производство на нуклеарно гориво може да се поделат на:

- постројки за производство на нуклеарно гориво од ниско збогатен ураниум
- постројки за производство на мешан оксид како нуклеарно гориво (MOX)

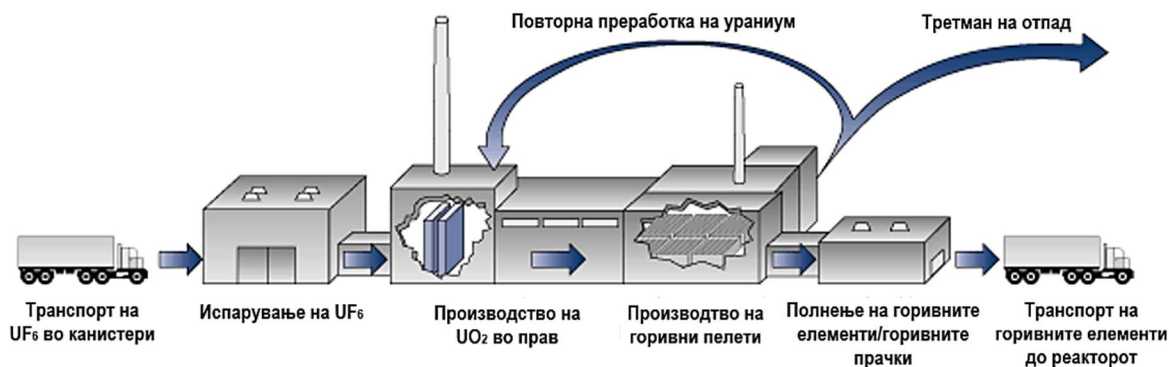
Постројки за производство на гориво од ниско збогатен ураниум. Производството на гориво за реактори со лесна вода (LWR) обично започнува со примање на ниско збогатен ураниум во хемиска форма на ураниум хексафлуорид (UF_6) од постројка за збогатување. UF_6 во цврста форма во контејнери се загрева до гасна форма, а потоа гасот UF_6 хемиски се обработува за да се формира ураниум диоксид (UO_2) во прав.

Овој прав потоа се пресува во таблети, се синтерува (пече) во керамичка форма на висока температура над $1400\text{ }^\circ\text{C}$, се внесува во прачки од циркониумска легура (Zircaloy) и се формираат горивните елементи (сл. 6.23). Во зависност од типот на реакторот (PWR, BWR) реакторското јадро може да содржи до 264 прачки за гориво со површина од $(32\div 58)\text{ cm}^2$ со должина од околу $(3,65\div 4,27)\text{ m}$. Околу 27 t свежо збогатено гориво се потребни секоја година за реактор со моќ од 1000 MWe.

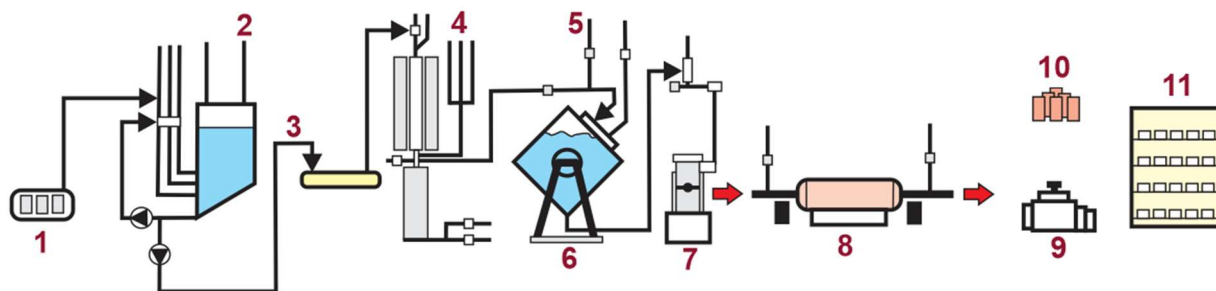
На сл. 6.24 е даден шематски приказ на типична постројка за производство на гориво за реактори со лесна вода.



Сл. 6.23. Производство на горивни пелети



Сл. 6.24. Шематски приказ на постројка за производство на нуклеарно гориво за реактори со лесна вода



1. Добивање на гасен UF_6 ; 2. Прскалки; 3. Ротационен филтер; 4. Печка со флуидизиран слој; 5. Снабдување со UO_2 во прав; 6. Ротационен миксер; 7. Пресување на таблети; 8. Печка за печење на таблети; 9. Мелница; 10. Таблети од UO_2 ; 11. Складирање на таблети од UO_2

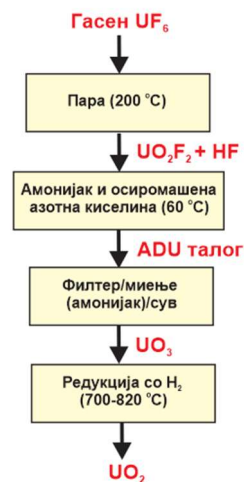
Сл. 6.26. Шематски приказ на AUC постројка за производство на таблети од UO_2

За производство на таблети од UO_2 се применуваат две мокри постапки:

- ADU (амониум диуранат),
- AUC (амониум уранил карбонат),

На сл. 6.25 е даден шематски приказ на мокар ADU процес за производство на таблети од UO_2 .

На сл. 6.26 и 6.27 е прикажан AUC (амониум уранил карбонат) процес на постројка за производство на таблети од UO_2 , кој се користи во Германија. Прво, гасниот UF_6 се пренесува низ воден раствор за да се добие уранил флуорид (UO_2F_2). Потоа со мешање со амонијак (NH_3) и CO_3 се добива амониум уранил карбонат, кој се таложи. Добиената кашеста маса поминува низ ротационен филтер, се мие и се пече во печка со флуидизиран слој. Добиениот ураниум триоксид UO_3 на температура од приближно $500\text{ }^\circ\text{C}$ се редуцира со водород



Сл. 6.25. ADU мокра постапка за производство на UO_2

до ураниум диоксид UO_2 . Содржината на резидуални соединенија на флуор во прашокот UO_2 се намалува на 0,01 % со пропуштање водна пара на температура од 650 °C. Прашокот на UO_2 се хомогенизира, а потоа се добива фин прав со дробење. По додавањето на врзива и лубриканти, таблетите се пресуваат до густина од приближно 55 g/cm³. Во специјална печка на температура од (500÷1000) °C, врзивата, лубрикантите и флуоридите испаруваат, а ураниум оксидот се редуцира со водород до стехиометриски состав на UO_2 . Потоа, таблетите се синтеруваат (печат) 2÷3 часа на висока температура од (1600÷1750) °C. При тоа густината на таблетите се менува и изнесува од (10,3÷10,5) g/cm³. Потоа, на кружна машина за мелење, таблетите се обработуваат до саканата големина.

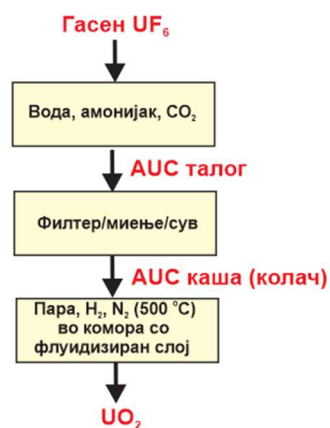
За производство на UO_2 во прав се користи и IDR интегрирана сува постапка, прикажана на [сл. 6.28](#).

Во светот се користат и постројки за производство на гориво со мешање на високо збогатен ураниум (HEU) со друг ураниум, а со цел добивање гориво за реактори со ниско збогатен ураниум. HEU што се меша за пониско збогатниот ураниум кој доаѓа од руски или американски програми за вооружување.

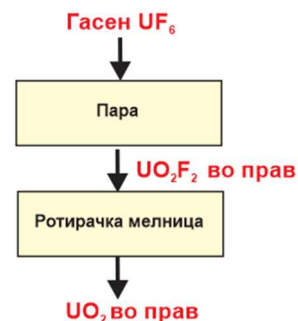
Постројки за производство на мешан оксид како нуклеарно гориво (MOX). Горивото MOX се разликува од горивото од ниско збогатен ураниум по тоа што прашокот што се користи за формирање на таблети (пелети) за гориво се состои и од ураниум диоксид (UO_2) и од плутониум диоксид (PuO_2). MOX на почетокот содржи 5 % плутониум. Ова гориво исто се користи во реактори ладени со лесна вода и неговото производство обезбедува конструктивна употреба на плутониумот.

Околу осум состави на гориво преработени може да дадат еден состав на гориво MOX, две третини од склопот на гориво со збогатен ураниум и околу 3 t осиромашен ураниум, како и околу 150 kg отпад. На тој начин се избегнува потребата на купување на околу 12 t природен ураниум од рудникот.

Преработка на осиромашен ураниум: За време на збогатувањето на ураниум, се обработуваат големи количини природен ураниум (со 0,7 % U^{235}) за да се зголеми концентрацијата на U^{235} . Крајниот производ е збогатен ураниум со U^{235} во концентрација од (3÷5) %, кој се користи за производство на гориво за нуклеарните реактори. За време на процесот на збогатување се произведуваат големи количини осиромашен ураниум, односно ураниум со (0,2÷0,3) % U^{235} . Овој осиромашен ураниум излегува од процесот на збогатување како отпад во хемиска форма на ураниум хексафлуорид (DUF_6). Тој се префрла во канистери од 14 t и привремено се складира на



Сл. 6.27. AUC мокра постапка за производство на UO_2



Сл. 6.28. IDR интегрирана сува постапка за производство на UO_2 во прав

голем простор во близина на постројката за збогатување (сл. 6.29). Околу 3 % од радиоактивниот отпад на високо ниво (околу 750 kg годишно од реактор со моќ од 1000 MWe) може да се складираат во течна форма и последователно да се зацврстат.

При процесот наречен преработка (деконверзија), хемиски се извлекува флуоридот од DUF_6 и се произведуваат хемиски стабилни соединенија на ураниум, вообичаено наречени ураниум оксиди. Хемиски стабилните соединенија на ураниумот се посоодветни за отстранување како радиоактивен отпад со ниско ниво.

При збогатување на 1000 kg природен ураниум до 5 % U^{235} се произведува приближно 85 kg збогатен ураниум хексафлуорид (UF_6) и околу 915 kg UF_6 со осиромашен до 0,3% U^{235} . Како резултат на тоа, при процесот на збогатување се произведуваат големи количини на осиромашен UF_6 годишно, кои потоа се ставаат во цилиндри за складирање. Ураниумот во овие цилиндри е осиромашен изотоп на U^{235} , т.е. се состои од изотоп на ураниум U^{238} со висока чистота (99,7%) и само мали концентрации на други изотопи на ураниум (на пример, U^{235} 0,3% и U^{234} < 0,002%). U^{238} има мала специфична активност и висока густина. Поради високата густина тој е ефикасен при самозаштитивање. Високата чистота на U^{238} во цилиндриците за складирање (полни со цврст DUF_6) ја ограничува радио-лошката опасност, односно директното зрачење што доаѓа од полните цилиндри. Цврстиот UF_6 реагира бавно со влагата во воздухот за да може да произведе уранил флуорид и гасен водород флуорид. Во доволни концентрации овие соединенија имаат потенцијал да произведат опасни хемиски или радио-лошки експозиции.

Процесот на деконверзија значително ги намалува хемиските опасности поврзани со осиромашениот ураниум. Процесот на деконверзија ги одвојува атомите на флуор од UF_6 и ги заменува со кислород. Како продукти се појавуваат хемиските соединенија како: осиромашен ураниум диоксид (UO_2) и осиромашен триураниум октоксид (U_3O_8). Овие оксиди се слични со хемиската форма на ураниум во природата. Соединенијата се хемиски стабилни во споредба со осиромашениот UF_6 и генерално се погодни за отстранување како радиоактивен отпад со ниско ниво во соодветни складишта.

Осиромашениот ураниум има помала специфична радиоактивност по маса од природниот ураниум бидејќи процесот на збогатување го намалува процентот на други изотопи како на пример U^{235} и U^{234} . Сепак, специфичната радиоактивност на контејнерите за складирање на осиромашен ураниум се зголемува со текот на времето, затоа што продуктите отстранети за време на процесите на обновување и конверзија



Сл. 6.29. Привремено складирање на осиромашен ураниум (DUF_6)

на ураниумот се враќаат на природните нивоа на радиоактивност поради радиоактивното распаѓање. Повеќето од продуктите се враќаат на нивоа на рамнотежа во текот на неколку милиони години.

Друга цел на процесот на деконверзија е искористување на флуоридните соединенија со висока чистота кои имаат комерцијална вредност. Флуоридните соединенија се користат во производството на средства за ладење, хербициди, фармацевтски производи, високооктански бензин, алуминиум, пластика, електрични компоненти и флуоресцентни светилки.

Хемиската изложеност е доминантна опасност во постројките за деконверзија бидејќи соединенијата на ураниум и флуорид (како водород флуорид) се опасни при ниски нивоа на изложеност:

- ако DUF_6 дојде во контакт со влага во воздухот, хемиската реакција формира водород флуорид и уранил флуорид. Водород флуоридот е корозивна киселина која може да предизвика сериозни изгореници при контакт и вдишување.
- течниот водород флуорид е опасен ако се појави дермална (кожа) или окуларна (око) изложеност.
- осиромашениот ураниум е тежок метал. Ако се проголта, тоа резултира со внатрешна радиолошка изложеност и може да предизвика оштетување на бубрезите.

Складирање на потрошено нуклеарно гориво. Постојат два прифатливи методи за складирање на потрошеното гориво откако тоа ќе се отстрани од јадрото на реакторот:

- мокро складирање во базени за потрошено гориво, најголем дел од потрошеното нуклеарно гориво безбедно се складира во специјално дизајнирани базени на одделни локации (сл. 6.30);
- суво складирање во канистери (буриња) – потрошено нуклеарно гориво може да се складира во канистери во независни капацитети за складирање на потрошено гориво на следните локации (сл. 6.31):
 - во реакторот – суво складирање кога се исцрпува ограничениот капацитет на базенот;
 - подалеку од реакторот – суви системи за складирање на една од следните локации:

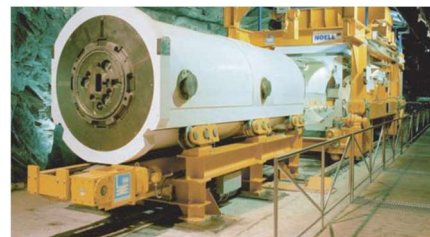


Сл. 6.30. Мокро складирање на потрошеното гориво во базени



Сл. 6.31. Суво складирање на потрошеното гориво и цврсти материјали во буриња

- локации за деактивирање – по завршувањето на работата на реакторот и отстранувањето на потрошените елементи на реакторот, потрошено гориво може да се складира на лице место во очекување на транспорт надвор од локацијата или на специфична локација овластена да го прими потрошеното гориво или во подземни геолошки складишта за одлежување (околу 500 m длабочина) (сл. 6.32);
- консолидиран привремен капацитет за складирање – суво складирање во канистри на локација подалеку од реакторот во очекување на транспорт во капацитети за одлежување.



Сл. 6.32. Начин на одлагање на нуклеарниот отпад во подземни одлагалишта

Складирањето на потрошеното гориво во базени и во суви канистри обезбедува соодветна заштита на здравјето, безбедност и заштита на животната средина.

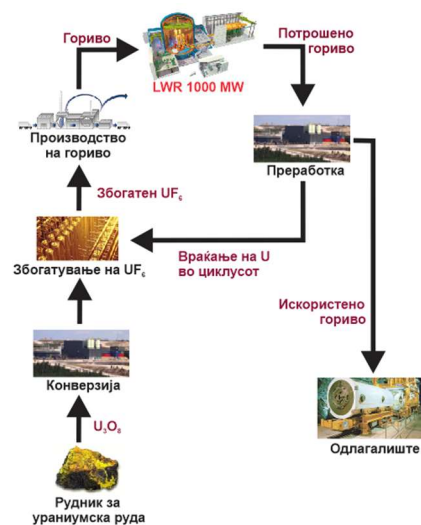
Повторна обработка. Повторната обработка генерално се однесува на процесите што се користат за издвојување на потрошеното гориво од нуклеарниот реактор во нуклеарни материјали што може да се рециклираат за употреба како ново гориво и претставуваат материјали кои би се фрлиле како отпад. Повторната обработка претставува извлекување на изотопи од потрошеното гориво, кои можат повторно да се користат како гориво за реакторот (сл. 6.33).

Радиоактивен отпад на високо радиоактивно ниво се радиоактивни материјали произведени како нуспроизвод на реакциите што се случуваат во нуклеарните реактори. Отпадот на високо радиоактивно ниво може да биде:

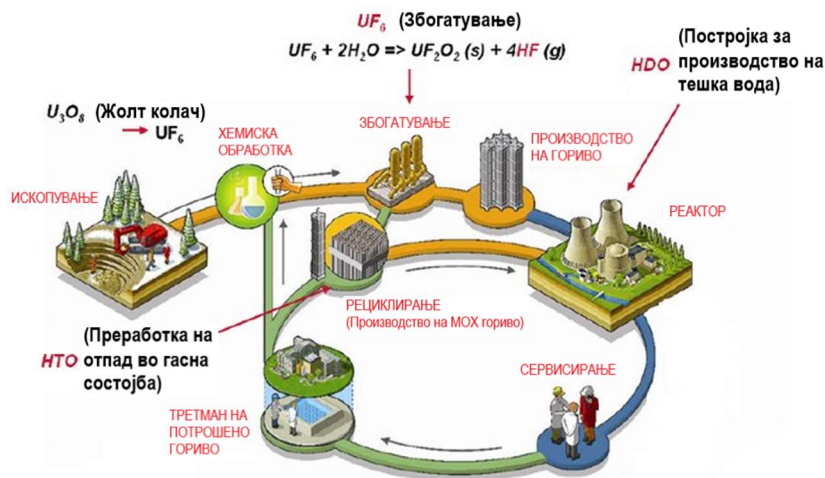
- потрошено (искористено) гориво наменето за отстранување;
- отпадни материјали кои се остаток од потрошеното гориво.

Потрошеното нуклеарно гориво е искористено гориво од реакторот, кое повеќе не е ефикасно за негово користење, односно процесот на негова фисија е забавен. Тоа потрошено гориво е термички неповолно, високо радиоактивно и потенцијално штетно. Додека ова гориво не се транспортира до подземните одлагалишта мора безбедно да се складира во близина на реакторот.

Циклусот на горивото кај реакторите ладени со тешка вода е многу сличен на циклусот кај реакторите ладени со лесна вода (сл. 6.34). Единствената разлика е во потребата од дополнителна постројка за производство на тешка вода.



Сл. 6.33. Циклус на гориво со искористување на издвоен ураниум од потрошеното гориво



Сл. 6.34. Циклус на горивото кај реакторите ладени со тешка вода

За сликовито прикажување на циклусот на гориво може да послужат следните табели:

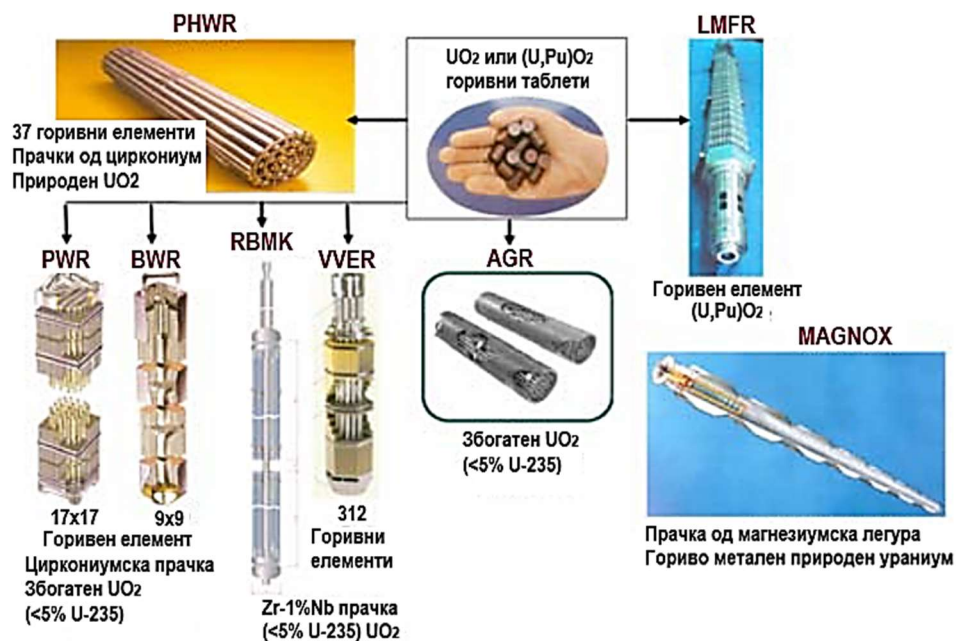
Материјален биланс на циклус на гориво при годишно работење на реактор ладен со лесна вода од НТЕЦ со електрична моќ од 1000 MWe, кој користи 4,5 % збогатено гориво со согорување 45 GWd/t:

Ископување	Од 20000+400000 t на ураниумска руда
Мелење	249 t на концентриран ураниум оксид U_3O_8 (кој содржи 211 t на ураниум)
Конверзија	312 t ураниум хексафлуорид UF_6 (со 211 t U)
Збогатување	35,9 t на збогатен UF_6 (содржи 24,3 t збогатен U од 4.5%) – остаток 0,22%
Производство на гориво	27,6 t UO_2 (со 24,3 t збогатен U)
Работа на реакторот	8,76 TWh на електрична енергија (100% оптоварување), при специфична потрошувачка 24 t природен U на TWh
Потрошено гориво	27,6 t содржат 280 kg трансураници (главно плутониум), 26 t ураниум оксид (<1,0% U-235), 1 t фисиони продукти.

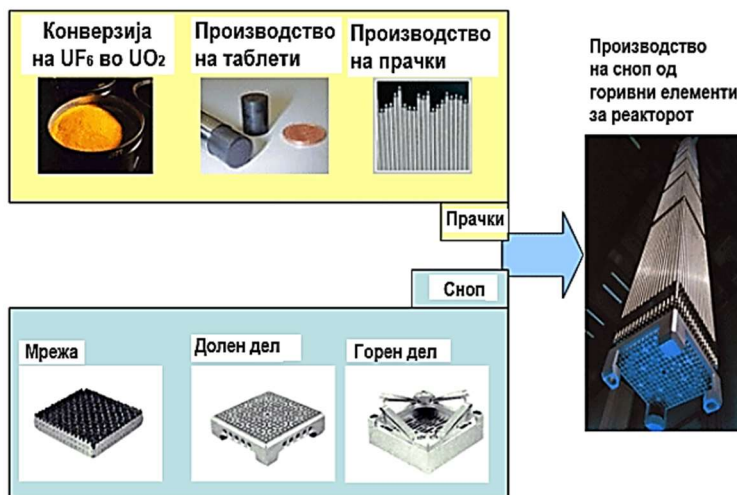
Материјален биланс на циклус на гориво при годишно работење на реактор AP1000 или EPR од НТЕЦ со електрична моќ од 1000 MWe, кој користи 5% збогатено гориво со согорување 65 GWd/t:

Ископување	Од 20000+400000 t на ураниумска руда
Мелење	249 t на концентриран ураниум оксид U_3O_8 (кој содржи 163 t на ураниум)
Конверзија	241 t ураниум хексафлуорид UF_6 (со 163 t U)
Збогатување	25 t на збогатен UF_6 (содржи 16,85 t збогатен U од 5%) – остаток 0,22%
Производство на гориво	19,1 t UO_2 (со 16,85 t збогатен U)
Работа на реакторот	8.76 TWh на електрична енергија (100% оптоварување), при специфична потрошувачка 18.6 t на природен U на TWh
Потрошено гориво	19,1 t containing 200 kg трансураници (главно плутониум), 18,3 t ураниум оксид (<1,0% U-235), <0.6 t фисиони продукти

На сл. 6.35 се прикажани различни горивни елементи за различни видови на нуклеарни реактори, а на сл. 6.36 е прикажана подготовката на горивните елементи и горивниот сноп кај лесноводните реактори (LWR).



Сл. 6.35. Различни горивни елементи за различни видови на нуклеарни реактори



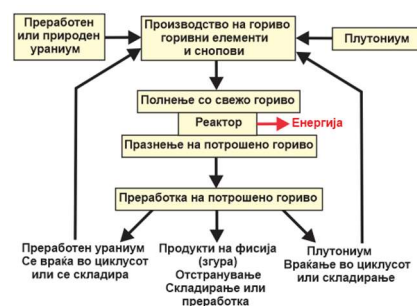
Сл. 6.36. Подготовката на горивните елементи и горивниот сноп кај лесноводните реактори (LWR)

6.3.6.3. Циклус на гориво со плутониум (плутониумски циклус)

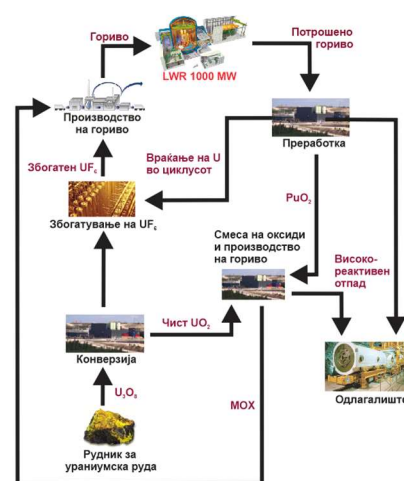
Овој циклус на гориво може да се создаде само по производството на плутониум во циклусот на гориво на ураниум од ураниум-238 во термичките неутронски реактори. Плутониумот добиен од ураниум-238 содржи изотопи ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu . Од нив, ^{239}Pu и ^{241}Pu се расцепуваат со термички неутрони, додека изотопите ^{240}Pu и ^{242}Pu не се расцепуваат со термички неутрони. Енергетската вредност на плутониумот од овој изотопски состав при согорување во термички реактори е приближно еднаква на енергетската вредност на ураниум-235. Кај брзите реактори, сите изотопи на плутониум, вклучувајќи ги ^{240}Pu и ^{242}Pu , учествуваат во реакцијата на фисија, што ја зголемува енергетската вредност на плутониумот добиен од потрошеното гориво од термичките реактори за приближно 30 %.

Плутониумот може да го замени ураниум-235 во циклусот на гориво на ураниум. Во овој случај, НТЕЦ со термички реактори ќе работат на циклус на гориво плутониум-ураниум користејќи мешано гориво ураниум-плутониум, односно MOX. Сепак, најефикасната употреба на плутониумот е кај брзите реактори. На сл. 6.37 и 6.38 е прикажан циклусот на гориво со плутониум.

Во производство на горивните елементи за зоните на размножување кај брзите реактори, се користи природен или осиромашен ураниум од депониите на постројките за збогатување на гориво за термичките реактори, а за јадрото се користи плутониум произведен во циклуси на ураниум или плутониумско гориво. Само во циклусот на гориво со плутониум, горивните елементи (прачки за гориво) со различен дизајн и состав се користат за работа во јадрото на реакторот и во зоната за размножување и добивање секундарно гориво. При оптоварување на активната зона на брз реактор со плутониум, се јавува вишок на неутрони за репродукција на секундарно нуклеарно гориво ($\eta = 2,88$). За да се постигне таков вишок на неутрони и еднаква вредност на η при оптоварување на активната зона на брз реактор со ураниумско гориво, потребно е да се збогати со ураниум-235 до 15 %. Односот на размножување на нуклеарното гориво (односот на бројот на формирани секундарни јадра на гориво со бројот на фисиони јадра) кај брзите реактори може да достигне $1,5 \div 1,7$ (теоретски 2,5). Високата густина и согорувањето на горивото, високата температура во средината на горивото во елементот над 600°C , како и тешкотиите во организирањето на отстранувањето на топлината го намалуваат односот на размножување на $1,3 \div 1,4$.



Сл. 6.37. Шематски приказ на плутониумски циклус кај брзите реактори



Сл. 6.38. Циклус на гориво со ураниум и плутониум издвоени од потрошеното гориво.

(Можно е да се комбинираат VVER и брзи реактори)
(Плутониумот добиен од потрошеното гориво може да се користи за примарно оптоварување со гориво на брз реактор)

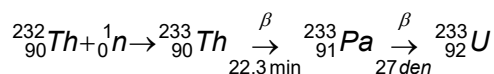
За разлика од другите циклуси на гориво во плутониумскиот циклусот на гориво, стапката на акумулација на новото нуклеарно гориво не зависи само од режимот на работа на брзиот реактор, туку и од времето на престој на новото гориво и неговата загуба при преработка во постројките за преработка на горивото. Кај современите реактори, времето на полураспаѓање на нуклеарното гориво е $15 \div 16$ години. Доколку времето на полураспад на нуклеарното гориво е помало од времето на полураспад на нуклеарната енергија при користење на такво гориво, тогаш потребата за нуклеарно гориво од надворешни извори исчезнува. Во овој случај, потребата од природен ураниум ќе се сведе на минимум и ќе зависи од количината на ураниум-238 која се внесува во активната зона.

Во однос на трошоците за хемиско-технолошка обработка на секундарното гориво и екстракција на плутониум од него, потребата од природен ураниум, капиталните трошоци за изградба на брзи реактори и трошоците за произведената електрична енергија, циклусот на гориво со плутониум е значително инфериорен во однос на циклусот на гориво со ураниум со примена во термички реактори.

6.3.6.4. Циклус на гориво со ториум (ториумски циклус)

Ураниум-238 и ториум-232 се единствените суровини во природата кои можат да се користат за фисија. Репродукцијата на нуклеарното гориво бара создавање вишок неутрони, а нивниот број по секој апсорбиран неутрон од фисилен атом треба да биде повеќе од 2 ($\eta > 2$). Високоенергетскиот неутронски спектар кај брзиот реактор создава за плутониум-239 $\eta = 2,88$. За ураниум-235, вредноста на $\eta = 2,39$ е помала (при 15 % збогатување).

Ториум-232, како и ураниум-238, не е фисибилен на термички неутрони, но при реакцијата на зафаќање на термички неутрон формира нов фисибилен елемент ураниум-233 (не се наоѓа во природата):



со период на полураспаѓање од $T_{1/2} = 1,59 \cdot 10^5$ години.

Ураниум-233 го надминува ураниумот-235 во неговите карактеристики како фисибилен термички неутронски елемент: пресек на фисија $\sigma_f = 531$; прираст на неутрони по фисија $\nu = 2,49$; фактор на делење $\eta = 2,29$. Во однос на бројот на нови неутрони η формирани за време на фисија на секој апсорбиран неутрон, ураниум-233 го надминува ураниум-235 за околу 11 % (за ураниум-235 и термички неутрони $\eta = 2,07$).

Енергетскиот спектар на термичките неутрони е соодветен за репродукција на ураниум-233. Во термичките реактори, односот на размножувањето може да биде $1,0 \pm 1,05$. Благодарение на репродукцијата на фисибилен ураниум-233, може да се вклучат нови природни ресурси во производството на енергија како сировина за НТЕЦ. Ова значително ја намалува потребата од природен ураниум, кој евентуално би се користел во јадрата на новоизградените нуклеарни реактори.

Реакторот-размножувач на термички неутрони произведува фисибилен ураниум-233 од природен ториум-232. Реактор од овој тип може да има јадро исполнето со смеса од ториум-232 и ураниум-233, опкружено со зона за размножување на ториум-232. Во отсуство на ураниум-233 (во почетната фаза на развој), јадрото може да се состои од смеса на ураниум-235 и ториум-232, но во овој случај, загубите на неутрони достигнуваат до 3%, а коефициентот на размножување ќе биде низок, околу 0,6. Односот на размножување се зголемува со употреба на ураниум-233 наместо ураниум-235. Поради нискиот однос на размножување (≥ 1), неопходно е да се минимизира паразитското зафаќање на неутрони во материјалите на јадрото и зоната за размножување. Во таквите реактори, материјалите кои слабо ги апсорбираат неутроните (графит, D_2O) се користат за забавување на неутроните. Пресметките покажуваат дека е можно да се постигне однос на репродукција од 1,06.

Овој циклус на гориво е погоден за примена во реактори со растопена сол и за гаснографитни реактори. Реакторот со течна сол како гориво користи соединенија на ураниум UF_4 и ториум ThF_4 сместени во еутектичка легура BeF , ZrF_4 , NaF или $7LiF$. Реакторите со растопена сол имаат неколку предности:

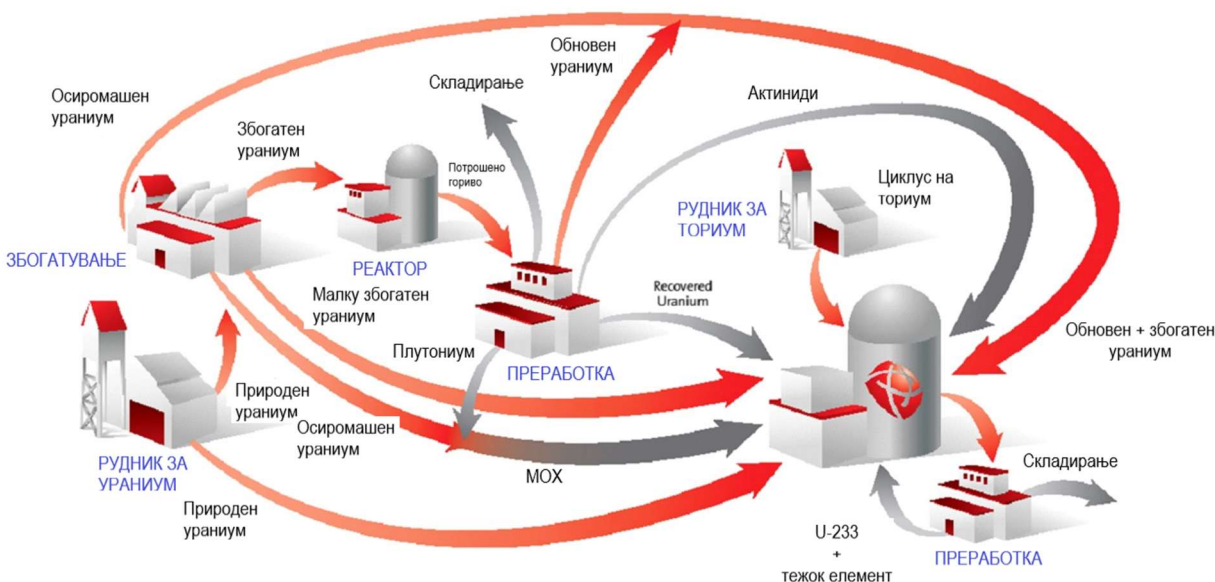
- јадрото на реакторот не содржи структурни материјали што апсорбираат неутрони;
- течноста за ладење е растопена сол;
- можно е континуирано отстранување на производите од реакцијата на фисија;
- можно е континуирано заменување на нуклеарното гориво;
- нема трошоци за производство на горивни елементи;
- оштетувањето од радијација на растопените соли е помало од она на цврстите материјали;
- може да се добие однос на репродукција од 1,07.

Температурата на течните соли во јадрото на реакторот достигнува околу 700°C , притисокот е блиску до атмосферскиот, термодинамичката ефикасност на реакторот е повисока од 40 %.

Гас-графитните реактори ладени со хелиум во циклусот на гориво со ториум се теоретски способни да репродуцираат повеќе фисибилно секундарно гориво во однос на примарното гориво (на влезот во реакторот). Но мора да се напомене дека количините на секундарно гориво се сепак мали.

Недостаток на циклусот на гориво со ториум е непостоење на целосно развиена технологија за повторна обработка на искористеното гориво. Од таа причина циклусот на гориво со ториум не нашол широка примена.

На сл. 6.39 е прикажан циклус на нуклеарно гориво составен од ураниумски и ториумски циклус.



Сл. 6.39. Циклус на нуклеарно гориво (ураниумски и ториумски циклус)

6.3.7. Развој на ново нуклеарно гориво

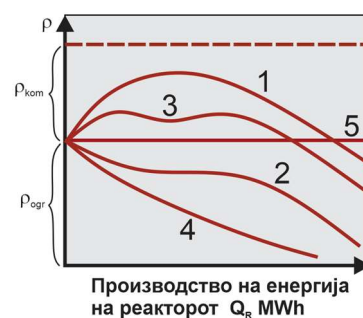
Главна цел кај модерните реактори е продолжувањето на кампањата за гориво и зголемување на согорувањето на горивото во нуклеарните реактори од НТЕЦ, односно изнаоѓање соодветно гориво за продолжување на работниот период на реакторот. Високото согорување на нуклеарното гориво е особено важно за намалување на акумулацијата на плутониум (тој согорува со зголемување на времето на зрачење), а користењето на збогатено ураниумско гориво со ураниум-235 се заменува со плутониум-239 формиран во јадрото. Ефикасноста и безбедноста на работата на нуклеарниот реактор при неговото оптоварување зависат од методот на компензирање на реакцијата на фисија. За таа цел, кај реакторите VVER-1000, покрај тоа што се користи бор растворен во водата од примарниот круг, се користат посебни (отровни) прачки кои согоруваат и делумно ги заменуваат прачките за гориво во решетката за гориво на горивните елементи за свежо гориво, или се ставаат во посебни канали предвидени за прачките за апсорпција на контролниот систем и заштита.

Во зависност од типот на апсорберот и начинот на неговото поставување во јадрото на реакторот, кривата на производство на енергија може да има позитивна или негативна реактивност ρ (сл. 6.40). Во случаите 1 и 3, неопходно е да се постави дополнителен компензатор на реактивност. Во случаите 2 и 4, потребно е дополнително ограничување на реактивноста ρ , која се компензира на почетокот на кампањата со компензатор на реактивност.

Искуството од работењето на реакторите VVER-1000 покажал дека со примена на системот за компензација на реактивноста е невозможно значително да се зголеми излезната моќ на реакторот и да се зголеми интервалот на полнење со гориво на 18 и 24 месеци (во Украина интервалот на полнење со гориво е околу 10 месеци).

Компензацијата ја влошува ефикасноста на циклусот на гориво поради дополнителни трошоци за производство, транспорт и складирање на потрошеното гориво, потребата од зголемување на збогатувањето на горивото при замена на дел од горивните елементи во горивните склопови и нецелосното согорување на апсорберот, што доведува до загуби при производството на енергија на реакторот.

Ураниумско гориво со интегриран апсорбер. Овие недостатоци делумно исчезнуваат при користење на неутронски апсорбер интегриран во горивото на нуклеарниот реактор. Успешни резултати кај PWR, кои користат конвенционални и



- 1 – стапката на согорување на апсорберот е поголема од стапката на согорување на горивото на почетокот на кампањата;
- 2 – стапката на согорување на апсорберот е забавена;
- 3 – комбиниран распоред за компензација;
- 4 – без апсорпциони шипки што можат да согорат;
- 5 – стапката на намалување на реактивноста поради согорување на горивото е еднаква на стапката на зголемување на реактивноста поради согорување на апсорберот (идеален случај)

Сл. 6.40. Варијанти на криви за производство на енергија:

радијални начини за полнење со гориво, се добиени при употреба ураниум-гадолиниум (U,Gd)O₂ како гориво и ураниумско гориво обложено со тенок слој од ZrB₂. што го намалуваат истекувањето на неутроните. Горивните таблети (пелети) за во тој случај се произведуваат без централен отвор (дупка), што резултира со зголемено оптоварување на горивото од 12% и збогатувањето на горивото е намалено на околу 3,6% (претходно беше 4,4%). Од друга страна подобро е согорувањето и производството на енергија на реакторот при користење на кампања со содржина од 5% Gd₂O₃ во 6%UO₂, што се должи на намаленото радијалното истекување на неутроните и поцелосна употреба на апсорберот. Компензациониот капацитет на интегрираниот апсорбер се зголемува повеќе од двојно, што придонесува за подобрување на динамичките својства на реакторот, бидејќи негативните повратни информации за температурата на течноста за ладење се обезбедуваат низ целиот опсег на промени на моќта на реакторот (од минималното контролирано ниво до номиналната моќ).

Зголемувањето на концентрацијата на Gd₂O₃ во горивото со пелети од 7% ураниум, овозможува префрлување на 12-месечен циклус на работа. Доколку во нуклеарното ураниумско гориво се додаде до 9 vol.% на Gd₂O се постигнува зголемување на периодот на горивниот циклус до 16 месеци и зголемување на инсталираниот капацитет. Во исто време, просечната дневна акумулација на згура во горивото се намалува за 20%.

При споредување на карактеристиките на оптоварувањето на горивото со примена на апсорберите Gd₂O₃ и ZrB₂ интегрирани во гориво UO₂, забележано е дека во јадрото со горивото UO₂ + ZrB₂ се појавува повисок температурен коефициент на реактивност во модулот. Причината за ова е разликата во енергетските зависности на апсорпционите пресеци на неутроните. Ова својство на циркониум диборид е особено важно за зголемување на енергетскиот интензитет на јадрото и може да биде одлучувачко при избор на горивото предвидено за период на работа подолг од една година (18 месеци).

Треба да се напомене дека 75% од НТЕЦ во САД со PWR реактори користат ураниумско гориво со интегриран апсорбер Gd₂O₃ или ZrB₂ и распоред на јадрото со мало истекување на неутрони. Денес 18-месечните циклуси на гориво станаа традиционални, а 24-месечните циклуси се во фаза на истражување и имплементација. Горенаведените технички решенија ја зголемуваат ефикасноста на искористување на горивото до 90% и воопшто ефикасноста на НТЕЦ и ја подобруваат безбедноста на PWR.

Развојот на гориво за нуклеарни реактори е одреден од економски и технички фактори. Областа на истражување е поделена на две компоненти со различни цели. Од една страна, активностите на производителите на гориво главно се насочени кон подобрување на доверливоста и перформансите, максимизирање на производството на енергија и минимизирање на трошоците за гориво. Од друга страна, главни приоритети на истражувањата се долгорочни цели, како што се согорување на плутониум и мали актиниди, намалување на радиотоксичноста, подобрување на својствата за спречување на ширењето на нуклеарните материјали итн.

Гориво од ториум. Во минатото имало неколку обиди да се развие ториумско гориво како алтернатива на ураниумот. Целта била да се замени суровина за нуклеарно гориво ^{238}U со ^{232}Th , што генерира фисибилен ^{233}U . Изотопот ^{235}U или плутониумот е потребен во почетната фаза од циклусот на гориво како фисибилен двигател, а потоа за производство на енергија се користи ^{233}U добиен со неутронско зрачење на ^{232}Th . Почетоците во оваа област биле насочени кон зголемување на производството на ново гориво за LWR, затоа што фисијата на ^{233}U се карактеризира со повисока вредност на коефициентот η (просечен број на фисиони неутрони по неутрон апсорбиран од горивото) во однос на фисија на ^{235}U , што значи дека постои поголем број на слободни неутрони за размножување на нуклеарното гориво. Циклусот на ториум произведува многу мали количини на плутониум и други транс-ураниуми, што ја намалува радиотоксичноста на потрошеното гориво.

Некои истражувања на горивата од ториум во минатото вклучувале преработка и изолирање на ^{233}U и потоа негово користење во свежи склопови. Сепак, обработката на ториумското гориво не е докажана технологија, а изработката на склопови со ^{233}U е комплицирана поради присуството на ^{232}U и со него поврзаното силно гама зрачење. По изолирање на ^{233}U , неговата примена се насочила кон изградба на нуклеарно оружје. Главниот недостаток на овој концепт е поврзан со бавната стапка на конверзија на почетната суровина на ториум во ^{233}U .

За да се реши овој проблем, предложен е систем во кој склопот на горивото е поделен на област за палење што содржи прачки од збогатен до 20 % UO_2 , и склоп со обвивка на регионот на палење со прачки од ThO_2/UO_2 , во кои суровината се претвора во ^{233}U . Одвојувањето на областа за палење и склопот овозможува нивните компоненти да се заменат во различни временски интервали. Механичкиот дизајн на конфигурацијата на склопот е компатибилен со постоечките склопови

на PWR, а водилките за прачките се компатибилни со постоечките јадра. Горивните елементи во пилот-регионот што содржи средно збогатен UO_2 , во принцип, може да се заменат со горивни елементи PuO_2/UO_2 (MOX), што е многу повољно за намалување (истрошување) на количините на добиен плутониум.

Гориво со инертна матрица (MMF). Заменувањето на UO_2 со инертна матрица овозможува да се избегне заробување на неутрони со изотоп ^{238}U и формирање на плутониум и актиниди. Префрлувањето на плутониумското гориво во матрица без ураниум (MMF) овозможува да се зголеми согорувањето на плутониум за фактор од $(2 \div 2,5)$ во споредба со мешаното гориво ураниум-плутониум MOX. Главната предност на MMF е поцелосно согорување на фисибилните изотопи. Развиени се лабораториски технологии за производство на хомогени и хетерогени горивни таблети од прав. Оксидната керамика главно се користи како матричен материјал, поретко карбидната и нитридната керамика (ZrO_2 , $MgAl_2O_4$, CeO_2 , BeO , SiC , Y_2O_3), како и смесите на керамика (керкери), на пример, $Al_2O_3 - (1-x)Y_2O_3 - x/2 - MgO$, или смеси на керамика со метали (кермети) од типот $M - Zr_{1-x} - YxO_{2-x/2}$, каде $M - Mo, Cr, Zr$. Развојот и истражувањето на својствата на нуклеарното гориво со инертна матрица се врши во Франција, Германија, Италија, Канада, Холандија, Норвешка, САД, Јужна Кореја и Јапонија.

Сепак, употребата на гориво со инертна матрица (MMF) е придружена со намалување на температурниот коефициент (Доплеров ефект). Еден начин да се реши проблемот со резонантноста е додавање на резонантен апсорбер (на пр. ербиум) во горивото, кој делумно го заменува ^{238}U и ја обезбедува саканата вредност на Доплеровиот коефициент.

Главната потешкотија при користењето на горива со инертна матрица кај LWR е задоволително однесување на материјалите при зрачење подолго од 10 години или повеќе. Затоа, горивото со инертна матрица нема реални шанси да навлезе на пазарот LWR.

Гориво ураниум-плутониум (MOX). Најголемиот дел од смесата на MOX е UO_2 . Зафаќањето на неутрон на ^{238}U се случува со иста брзина како и во склопот со UO_2 . Ова значи дека вкупната стапка на уништување на ^{239}Pu е многу ниска. Керамичките материјали мора да бидат компатибилни со PuO_2 , отпорни на високи температури и зрачење и компатибилни со легури на циркониум и средството за ладење.

Кога MOX склоповите се озрачуваат, изотопскиот квалитет на плутониумот се влошува. Ако плутониумот се рециклира и користи во втората и третата генерација на MOX,

тогаш почетната содржина на плутониум во секоја нова генерација ќе ја надмине почетната содржина на плутониум во претходната генерација. Според тоа, MOX од првата генерација содржи плутониум добиен од преработка на UO_2 , додека терминот „втора генерација“ се однесува на склопови направени од плутониум рециклиран од првата генерација на склопови MOX. Почетната концентрација на плутониум се приближува до максималните прифатливи нивоа веќе за втората генерација, а понатамошното рециклирање станува непрактично.

За надминување на овој проблем во Франција е дизајнирано гориво MIX. Дизајнот на склопот MIX е механички идентичен со конвенционалните склопови на UO_2 и MOX. Рециклирањето на плутониумот се случува при ниски концентрации, при што збогатениот UO_2 се користи како разредувач, кој го обезбедува најголемиот дел од фисибилната маса. Бидејќи ^{235}U е доминантен фисибилен материјал, нуклеарните својства на склопот суштински се совпаѓаат со оние на конвенционалниот склоп со UO_2 .

Од тие причини развиена е идејата за повеќекратно рециклирање, каде што централните горивни елементи содржат таблети од збогатен ураниум оксид како гориво, а надворешните таблети MOX. Како и кај MIX, неутронските својства на склопот во голема мерка зависат од прачките со UO_2 , но склопот е помалку чувствителен на изотопскиот состав на плутониумот, така што е можно неодредено повеќекратно рециклирање.

Напредно искористување на плутониум е уште еден пристап развиен за отстранување на вишокот плутониум. И во овој случај во еден склоп се користат прачки со збогатен UO_2 и плутониум. Меѓутоа, додека прачките од UO_2 се прилично конвенционални, плутониумот е содржан во инертна матрица. Инертните матрични прачки зафаќаат четири конвенционални горивни елементи и имаат прстенеста геометрија со пристап на течноста за ладење до внатрешната површина. Плутониумските прачки се наоѓаат на места со повисок интензитет, што овозможува зголемено согорување на плутониумот.

6.3.8. Создавање затворен циклус на нуклеарно гориво

Поради интензивното подобрување на постојните конструкции на нуклеарни реактори и развојот на реактори од четврта генерација со критични и суперкритични параметри, земјите даваат предност на затворениот циклус на нуклеарно гориво (NFC). Создавањето на затворен циклус на нуклеарно гориво вклучува обработка на искористеното нуклеарно гориво со екстракција на ураниум и трансураниумски елементи (плутониум, нептуниум, куриум, американиум) и нивно враќање во циклусот на гориво на НТЕЦ по соодветна подготовка на смеса на гориво за горивните елементи. За да се направи ова, е неопходно да се создаде економски исплатлива технологија за радиохемииска обработка на искористеното нуклеарно гориво, конкурентна со екстракцијата на природен ураниум. При креирање на таква технологија, е неопходно да се земе предвид радијационата безбедност на оперативниот персонал, бидејќи таквото гориво содржи елементи со високо ниво на радиоактивност (сл. 6.41).



Сл. 6.41. Циклуси на гориво кај НТЕЦ

6.4. Материјали за изработка (покривање) на горивните елементи (прачки)

Намената на покривањето на горивниот елемент е:

- заштита од директен контакт со работната средина, која неповолно влијае на горивото,
- ограничување на протекувањето на продуктите на фисија (особено гасните продукти) од горивниот елемент,
- носечки конструктивен елемент на горивниот елемент.

Материјалот за изработка на горивниот елемент мора да биде во состојба да врши заштита на горивото при структурни промени, како: раст на зрното, волуменски раст и механички промени на горивните елементи. Треба да има антикорозивни особини и задржување на пластичните особини при течење на температури до 800 °C. Материјалот треба да има мал работен пресек на апсорпција на неутрони за да се намали реактивноста. [15,20,21,22,23,24]

Врз основа на тоа најповолни материјали за покривање на горивните елементи се легури на основа на Al, Mg, Zr, Be, Ni, аустенитни челици и графит. Примената на овие материјали зависи од типот на реакторот, односно од корозивната средина, работната температура и видот на горивото. Во таб. 6.8 е даден пример на примена на одредени материјали за покривање на горивните елементи во различни типови на реактори.



Таб. 6.8. Материјали за покривање на горивните елементи кај некои типови на реактори:

Материјал	Гориво	Обогатување на горивото % ²³⁵ U	Средна/максимална температура на горивниот елемент °C	Ладилно средство	Модератор	Реактор	
						Име	Тип
Al-2S	UO ₂	1,5	-/250	D ₂ O	D ₂ O	Halden	HBWR
Magnox	U прир.	0	473/596	CO ₂	Графит	Barkeley	GCR
Mg-Be	U	0	500/580	CO ₂	D ₂ O	A1	HWGCR
Mg	U	0	275/400	Воздух	Графит	G1	GCR
Mg-Zr	U	0	400/525	CO ₂	Графит	G2	GCR
Zircaloy 2	UO ₂	1,4	575/-	H ₂ O	D ₂ O	SGBWR	SGBWR
Zircaloy 2	UO ₂	0	302/1930	D ₂ O	D ₂ O	Candu	HWR
Zircaloy 4	UO ₂	0	-/622	H ₂ O	H ₂ O	Shipp-ingport-2	PWR
Zr-1Nb	UO ₂	1,5	300/2200	H ₂ O	H ₂ O	VVER	PWR
Zr-1Nb	UO ₂	1,5	300/2200	H ₂ O	H ₂ O	Rheinsberg	PWR
Аустенитен челик	UO ₂	1,4	650/2000	CO ₂	D ₂ O	EL-4	HWGCR
CrNiNb	UO ₂	1,4	575/-	H ₂ O	D ₂ O	SGHVR	SGHWR

Алуминиум и негови легури, може да се користат за покривање само при ниски температури во средина на вода, што значи дека неговото користење кај реакторите е ограничено. Во индустриските енергетски реактори неговата примена е ограничена поради ниската антикорозивна отпорност (до 200 °C) и ниските механички особини на високи температури.

Поголема примена наоѓаат псевдолегури на алуминиум Al-Al₂O₃ од типот SAP. Овие материјали се специјално развиени за керамичките горива (на пример UO₂). Се одликуваат со подобри особини на ползење во однос на алуминиум и добри јакосни карактеристики до температура од 480 °C. Недостаток на овие материјали е при нивното спојување кое мора да се изведува со сребро.

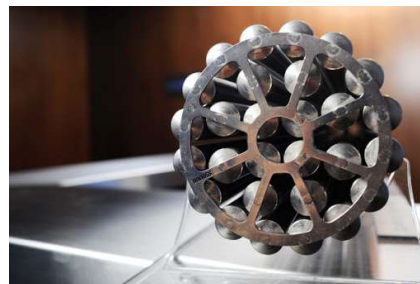
Магнезиум и негови легури, денес спаѓаат во класичните материјали. Во овие материјали спаѓаат легуриите Magnox A12, применета во првата нуклеарна централа Calder Hall во Англија, и Magnox Al 80, како и легури на магнезиум со циркониум.

Magnox A12 се користи кај реакторите ладени со гас од типот GCR (Англиски реактори) за покривање на природен ураниум. Работната температура која се постигнува во горивниот елемент е до 450 °C при температура на CO₂ на влезот од 400 °C. Горивните елементи со ова покривање се со просечно согорување од 260 GJ/kg.

Magnox Al 80 е еден од најповолните материјали за примена во реакторите ладени со CO₂. На температури повисоки од 300 °C кај оваа легура се појавува тенденција зрната да стануваат погруби. Тоа може да предизвика кавитација при топлинско оптоварување. Легурата пропушта плутониум до длабочина од 15 μm, а на поголеми длабочини е сосема безбедна.

Примената на магнезиумот во средина на воздух е дозволена до 350 °C, а над оваа температура оксидацијата веќе има линеарен карактер.

Од легуриите на магнезиум најмногу се користат легури од типот Mg-Zr (на пример Mg-Zr 0,55), кои се одликуваат со понизок отпор на течење на повисоки температури. Тие се користат на температури од (400÷450) °C. Се одликуваат со низок пресек на апсорпција и со висока стабилност во однос на другите легури на магнезиум. Отпорот на течење со зголемување со додавање манган. Со додавање (0,5÷1)% на бакар се постигнува добра антикорозивност до температура од 400 °C. Во средина на CO₂, се покажале поотпорни во однос на погоренаведените легури.



Циркониум и негови легури. Циркониумот кој има многу низок работен пресек на апсорпција се користи на повисоки работни температури. Се одликува со висока антикорозивност во различни средини и затоа претставува еден од најповолните материјали за примена во активната зона и како материјал за покривање на горивните елементи кај нуклеарните реактори. Чистиот циркониум е доволно пластичен, односно при 20 °C има цврстина од (280÷300) MN/m². Со додавање на различни елементи цврстината може да се зголеми до 1100 MN/m².

Легурите на циркониум се користат при повисоки работни параметри, односно за температури до (350÷500) °C. Развојот на овие легури започнал во САД со легурите Zircaloy. Најприменувана од овие легури е Zircaloy-2 со карактеристики прикажани во таб. 6.9. Овие легури се користат во PWR и BWR реакторите. Во овие легури се додава цинк со цел неутрализација на несакани примеси како азот, а железо и хром за стабилизација и зголемување на антикорозивноста во вода и пара. [15,20,21.22,23,24]



Таб. 6.9. Карактеристики на легурите на циркониум:

Материјал	Граница на лизгање		Граница на цврстина		Истегнување	
	20 °C	350 °C	20 °C	350 °C	20 °C	350 °C
	MPa		MPa		%	
Zr – топло формиран			280÷300		35÷50	
Zircaloy-2						
- ладно формиран	770÷830		850÷900		6÷14	
- топло формиран	460÷520		600÷700		20÷30	
Zr-1 Nb2 - топло формиран	180÷230	100÷140	320÷380	180÷220	34÷40	33÷49
Zr-1,5 Nb2 - топло формиран	380÷450	220÷280	400÷460	250÷300	20÷30	24÷35

Материјал	Состав на легирачки елементи % vol.					
	Sn	Fe	Cr	Ni	Nb	Fe+Ni+Cr
Zircaloy-2	1,2÷1,7	0,07÷0,20	0,05÷0,15	0,03÷0,08	-	0,18÷0,38
Zircaloy-4	1,2÷1,7	0,18÷0,24	0,07÷0,13	-	-	0,28÷0,37
Ozenit-0,5	0,25	0,1		0,1	0,1	-

Zircaloy-2 легурата се користи кај реакторите со вода при температури од (315÷360) °C и во пара до 400 °C. Карактеристиките на оваа легура се прикажани во таб. 6.10. Присутството на кислород во оваа легура ја зголемува топлинската промена $a \rightarrow b$, предизвикува појачување на границата на цврстина. Присутството на 0,2 % кислород ја влошува антикорозивноста во вода при 380 °C и во пара при 400 °C и притисок 10 MPa.

Таб. 6.10. Карактеристики на легурата Zircaloy-2:

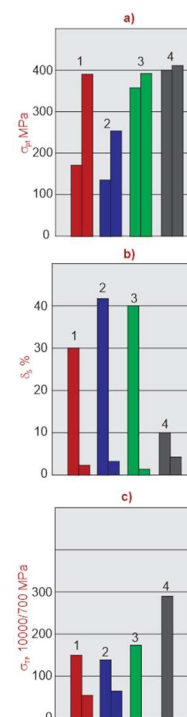
Густина (20 °C)	6,55 10 ³	kg/m ³
Коефициент на спроведување на топлината (24 °C)	12,1	W/mK
Линеарен коефициент на топлинско издолжување (20÷700 °C)	5,5 10 ⁻⁶	1/K
Макроскопски пресек на апсорпција	1,01	1/m
Микроскопски пресек на апсорпција	0,23 10 ⁻²⁸	m ²
Топлини при трансформација		
Загревање: $\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	815÷830	°C
$\alpha + \beta \rightarrow \beta$	975÷995	°C
Ладење: $\beta \rightarrow \alpha + \beta$	960÷930	°C
$\alpha + \beta \rightarrow \alpha$	785÷770	°C
Јунгов модул на еластичност	9,8 10 ⁴	MN/m ²
Тврдост	160÷210	Vickerse

Берилиумот, е материјал поволен за активната зона со најнизок пресек на апсорпција $9 \cdot 10^{-30} \text{ m}^2$. Освен тоа, поради своите добри нуклеарни особини, тој е поволен материјал за модератори и рефлектори. Практичната примена на Ве за покривање на горивните елементи е ограничена поради цената, специјалната технологија на производство и токсичноста. Најголем проблем на Ве е неговата кртост и ограничената обработка.

Аустенитни челици и легури на никел. За постигнување повисоки работни температури на активната зона, за покривање на горивните елементи се користат материјали од специјални аустенитни челици и легури со основен елемент Ni или високолегирани челици главно составени од Fe-Cr. Овие материјали се користат до температури (700÷750) °C (таб. 6.11).

Кај брзите реактори при работни температури од 600 °C доаѓа до појава на високотемпературна кртост, предизвикана поради појавата на меури на хелиум, што предизвикува меѓукристално оштетување и волуменски раст. На сл. 6.42 се прикажани најбитните особини на материјалите за покривање на горивните елементи кај брзите реактори.

Многу подобри особини (особено долготрајни) се постигнати со легирање на аустенитните челици со бор. Овие легури се одликуваат со долготрајна цврстина, отпорност на течење при високи температури од 700 °C. Слично на нив и легурите со ванадиум се одликуваат со висока цврстина и висока отпорност на појава на високотемпературна кртост. Недостаток е нивната ниска антикорозивност и појава на високотемпературна кртост под влијание на $^{10}\text{B}(n,\alpha)$, а со тоа појава на атоми на He и пори. Но, овие легури ја зачувуваат својата пластичност при озрачување. Карактеристичните параметри на горивните елементи кај брзите реактори се прикажани во таб. 6.12.



а) Цврстина при издолжување
 б) Деформација до лом
 в) Долготрајна цврстина (10000 h)

1. Легура 4988; 2. Челик AISI 316;
 3. Челик 12R72HV; 4. Легура на ванадиум

Сл. 6.42. Карактеристики на материјалите за покривање на горивните елементи кај брзите реактори при температура 700 °C

Таб. 6.11. Избор на специјални високолегирани челици:

Ознака на материјалот	Содржина на легирачки елементи % vol.					
	C max	Mn max	Si max	Cr	Ni	Al и други
Феритни челици и легури со висока содржина на Cr						
AISI 502 SS	0,1	1,0	1,0	4+6		
AISI 405 SS	0,08	2,0	1,0	11,5+13,5		0,3
AISI 406 (Carpenter-Feral)	0,07	0,4	0,48	13,5	0,12	3,9 Mo
Fe-Cr-Al	0,03	0,1	0,1	24	0,1	5,6 Ti
Аустенитни челици од класичен тип 18/8						
18Cr 8Ni (AISI 304)	0,08	2,0	1,0	18+20	8+12	
18Cr 12Ni Mo (AISI 316)	0,08	2,0	1,0	16+18	10+14	(2+3) Mo
Аустенитни челици од типот 16/13						
16Cr 13Ni Nb	0,1	1,5	0,5	17,5	13	0,015 (Nb+Ti)
17Cr 13Ni Mo Nb (AISI 318)	0,13	2,0	1,0	17+19	13+15	(1,75+2,75) Mo, Nb
4988	0,1	1,5	0,5	15,5+17,5	12,5+14,5	(1,1+1,5) Nb, U, N ₂
12R 72HV	0,1	1,8	0,5	15	15	1,2 Mo, Ti, B
Аустенитни челици со висока содржина на Ni						
20Cr 20Ni Nb	0,04	0,81	0,64	19,4	20,2	Ti, Nb+Ta
Аустенитни високолегирани зацврстени челици						
15Cr 36Ni W Ti (ARKN)	0,13	1+2	0,25+0,5	14+16	34+38	Ti, W
Легури од типот Incoloy						
Incoloy 800	0,1	1,0	0,6	21	32	
Легури од типот Inconel						
Inconel 600	0,08	1,0	0,5	16	74	Ti, Al
Inconel 702	0,08	1,0	0,5	15,5	79	Al
Легури од типот Nimonic						
Nimonic 75	0,15	1,0	1,0	18+21	76	Ti
Nimonic 80	0,15	1,0	1,0	18+21	70	Ti, Al
Легури од типот Hastelloy						
Hastelloy A	0,15	2,0	1,0		57	(18+22)Mo, V
Hastelloy N	0,03	1,0	1,0	7,5	71	16 Mo, W, V, Ti, Al, Co, 0,004 B

Таб. 6.12. Карактеристични параметри на горивните елементи кај брзите реактори:

Параметар	Средство за ладење		
	Пара	Гас	Na
Притисок на средството за ладење МПа	12+16	7+9	0,7
Гориво	Оксиди на U	Оксиди на U Карбиди на U Нитрити на U	Оксиди на U Карбиди на U Нитрити на U
Материјал за покривање	Incoloy 800	AISI 316 Челик 12R72HV Легура на ванадиум	Челик 4988 AISI 316 Челик 12R72HV
Главни проблеми ¹²	- Деформации на течење - Компатибилност при високи температури	- Деформации на течење - Компатибилност	- Зголемување на пресекоот поради течење - Компатибилност

6.5. Модератори и рефлектори

Модераторите се соединенија кои при мали загуби ги забавуваат брзите неутрони, кои се појавиле при фисија со енергија околу 0,32 pJ до вредност на топлинска енергија од $4 \cdot 10^{-22}$ J. При тоа неутронот го губи најголемиот дел на својата кинетичка енергија. Полесните јадра на модераторот предизвикуваат дисперзија. За да се постигне забавување на што помала патека за модераторот мора да се користат соединенија со мал атомски број. [15,20,21.22,23,24]

Модераторот мора да ги исполнува следните главни барања:

- при еден судир со јадрото на модераторот е потребно значително да се намали енергијата на неутронот. Оваа загуба на енергија најчесто се изразува како средна логаритамска загуба (декремент) при еден судир ξ .
- модераторот треба да има голема можност за дисперзивен судир на неутроните и треба да има голем работен пресек за дисперзија Σ_r . Множителот $\xi \cdot \Sigma_r$ се нарекува способност на забавување.
- добар модератор се одликува со мал работен пресек за апсорпција Σ_a . Коефициентот на забавување се изразува со односот: $\xi \cdot \Sigma_r / \Sigma_a$.
- од претходните констатации произлегува дека модераторот мора да има доволна густина.

Во денешно време се користат модератори како: водород во форма на лесна вода, деутериум во форма на тешка вода, берилиум најчесто во форма на оксид, јаглерод во форма на синтетски графит, јаглерод со лесен водород во форма на органски соединенија од видот на полифенили и лесен водород во форма на цврсти хибриди. Нуклеарните особини на некои модератори се прикажани во таб. 6.13.

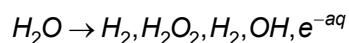
Таб. 6.13. Нуклеарни особини на модератори:

Модератор	Логаритамски декремент ξ	Ефективен пресек за дисперзија $\Sigma_r \text{ m}^{-1}$	Способност за забавување $K_1 = \xi \cdot \Sigma_r \text{ m}^{-1}$	Ефективен пресек за апсорпција $\Sigma_a \text{ m}^{-1}$	Коефициент на забавување $K_2 = \xi \cdot \Sigma_r / \Sigma_a$
H ₂ O	0,925	164	150	2,2	70
D ₂ O	0,504	35	18	$9,5 \cdot 10^{-3}$	21000
Be	0,206	74	16	$1,1 \cdot 10^{-1}$	150
BeO	0,173	66	11	$6,2 \cdot 10^{-2}$	180
Графит	0,148	39	6,3	$3,7 \cdot 10^{-2}$	170
Полифенили	0,4+0,5	150	64	$6,4 \cdot 10^{-1}$	околу 100

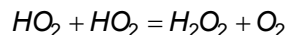
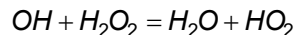
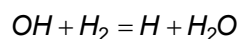
Изборот на модераторот влијае врз сите физички карактеристики на реакторот и неговата конструкција. Исто така, изборот на модераторот има влијание на целата концепција на реакторот и честопати влијае на изборот на горивото или средството за ладење. Цврстите модератори се поволни поради добрите механички и топлински својства, а вода и тешка вода (H_2O и D_2O) се сензитивни на високи температури и бараат интензивно ладење. Поволни се полифенилите, но се оштетуваат при нуклеарна и топлинска фисија. Во графитот се појавува нуклеарно оштетување од друг вид поврзано со опасност од натрупување на енергијата (ефект на Wigner). Од друга гледна точка, течните модератори може постојано да се пречистуваат за разлика од цврстите модератори кои може да се користат одредено време, но може да се користат и како средина за пренос на топлина при намалување на моќта на реакторот.

Тешка вода. Нуклеарните реактори кои како модератор користат тешка вода (D_2O) имаат висок коефициент на множење на неутроните, затоа што таа спаѓа во групата на најдобри модератори со многу низок пресек на апсорпција на неутрони. Физичките својства на тешката вода се разликуваат од тие на лесната вода. Густината на тешката вода во нормални услови е $1,104 \cdot 10^3 \text{ kg/m}^3$, точката на стврднување е на $3,81 \text{ }^\circ\text{C}$, а точката на испарување на $101,43 \text{ }^\circ\text{C}$. Концентрацијата на тешка вода во реакторите треба да изнесува $99,75 \%$ D_2O .

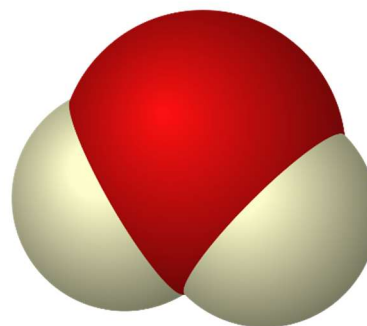
Недостаток на D_2O (а и лесната вода) е нејзината корозивна активност и релативно ниската точка на испарување. Друг недостаток е радиоактивното распаѓање на водата. Примарното влијание на зрачењето на молекула вода може да се прикаже:



Овие примарни продукти на радиолиза понатаму реагираат:



По озрачувањето во водата се формира водород, кислород и водород пероксид. Природниот водород содржи деутериум во концентрацији околу $0,015 \%$ vol. Суровина за добивање D_2O може да биде обична вода, водород, NH_3 , H_2S , јаглеродоводороди и сл. Денес најчесто тешката вода се произведува со примена на следните процеси:



D_2O

- дестилација на вода или водород,
- со изотопски реакции: сулфурводород – вода, водород – вода, водород – амонијак,
- електролиза на вода.

Графит: Модераторските својства на графитот се полоши во споредба со тие на тешката вода. Предности на графитот се ниската цена, добрата цврстина, лесната обработка и добрата топлинска спроводливост. Под дејство на неутроните и зрачењето се менува неговата кристална структура и се влошуваат неговите својства. Со промена на густината на графитот се менува и топлинската спроводливост, односно со пораст на густината расте и топлинската спроводливост. Теоретската густина на графитот е $2,3 \cdot 10^3 \text{ kg/m}^3$, а густината на графитот кој се користи во реакторите е $(1,6 \div 1,75) \cdot 10^3 \text{ kg/m}^3$.

При озрачување тврдоста и цврстината на графитот се зголемува, но топлинската и електричната спроводливост се намалуваат. Исто така, се менува размерот на изработениот елемент од графит, односно доаѓа до појава на радиоактивен раст на графитот (зголемување на волуменот од неколку %). Влијанието на озрачувањето се намалува со растење на температурата на озрачување (зрачење).

Физичките својства на графитот и размерот на елементите може да се обноват со регенеративно загревање при температури од $(1000 \div 1500) \text{ }^\circ\text{C}$.

Графитот се наоѓа во природата во релативно големи количини, но недоволно чист, и затоа тој се изработува по вештачки пат со графитизација на петролејски кокс.

Берилиум. Берилиумот и неговите соединенија се одликуваат со сосема добри модераторски особини. Тие имаат релативно низок ефективен пресек на апсорпција за термичките неутрони и добар пресек за фисија. Тој има добри особини како конструктивен материјал, односно има добра цврстина, многу е лесен и има висока точка на топење. Недостатоци на берилиумот се: редок елемент, тешко металуршки се обработува и со висока цена на обработка, многу е крт, токсичен е и бара посебни услови при негова обработка.

При повисоки температури берилиумот е многу хемиски реактивен. До температура од $600 \text{ }^\circ\text{C}$ добро се спротивставува на оксидацијата на воздухот на долг период, а додека на $800 \text{ }^\circ\text{C}$ спротивставувањето е краткотрајно. Во вода на повисоки температури антикорозивноста зависи од бројот на јони, но сепак антикорозивноста е несигурна.



Графит



Берилиум

Полифенили. Кај реакторите, материјалот за модераторот честопати истовремено се користи и како материјал за пренос на топлината. Тоа е можно при примена на течни соединенија. Примената на водата за оваа намена не е многу добра поради појава на високи притисоци при испарување и поради нејзината корозивност. Во оваа насока како поволни се покажале полифенилите, односно дифенилите и трифенилите. Полифенилите не реагираат со конструктивните материјали на високи температури. Својствата за модеризација се слични на водата.

Недостаток на полифенилите е нивното радиоактивно и топлинско разложување во гасови (главно водород) и во цврсти полимери. Несаканите соединенија може да се отстранат со нивна филтрација. Друг недостаток во споредба со водата е пониското одведување на топлината, а максималната граница на нивно користење е до температура од 400 °C.

Кај реакторите најповолна за користење е дифенилската смеса составена од 7,5 % дефенил оксид и 26,5 % дифенил. Оваа смеса се топи на 72,5 °C и има точка на испарување од 258 °C.

6.6. Средства за ладење

Средствата за ладење кај реакторите се користат за одведување на топлината (ладење) на активната зона и по потреба и од други делови како: модераторот, прачките за регулација и др. Како средства за ладење се користат гасови, течности, течни метали и растопени соли. [15,20,21.22,23,24]

Средството за ладење мора да ги има следните својства:

- добри топлински особини, односно висока работна температура и висока топлинска спроводливост,
- ниска потреба од енергија при транспорт низ системот за ладење,
- висока точка на вриење и ниска точка на топење,
- висока топлинска стабилност,
- отпорност на влијание на радиоактивноста,
- ниска корозивна агресивност,
- низок пресек на апсорпција,
- ниска склоност за создавање индуктивна радиоактивност,
- ниска цена.

Основните својства на различни средства за ладење се прикажани во таб. 6.14.

Таб. 6.14. Топлински и физички својства на средствата за ладење:

Средство за ладење	CO ₂	He	H ₂ O	Na	K
Густина kg/m ³	1,394 (100 °C) 0,671 (500 °C)	0,126 (100 °C) 0,061 (500 °C)	998,2 (20 °C)	928 (100 °C) 780 (500 °C)	1,394 (100 °C) 0,671 (500 °C)
Топлина J/kgK	918 (100 °C) 1155 (500 °C)	5204	4183 (20 °C)	1381,6 (100 °C) 1277 (400 °C)	791,3 (200 °C) 766,2 (400 °C)
Коефициент на пренос на топлината W/mK	0,022 (100 °C) 0,034 (500 °C)	0,178 (100 °C) 0,304 (500 °C)	0,599	80,8 (100 °C) 71,2 (400 °C)	44,8 (200 °C) 37,7 (500 °C)
Точка на замрзнување (топење) °C	-58,57	-271,4	0	97,8	63,7
Точка на испарување °C	-78,48	-268,9	100	883	760

Гасни средства за ладење. Општ недостаток на гасните средства за ладење е лошата можност за одведување на топлината. За да се намали количината на енергија за нивна циркулација се предвидува компримирање на гасот при високо загревање на гасот. Најчесто кај реакторите се користат воздух, јаглероден диоксид и хелиум.

Предност при користење на воздухот е неговата лесна достапност. Но има и некои суштински недостатоци како: лоша топлинска спроводливост, изразени корозивни својства на високи температури, радиоактивност по озрачување (^{41}A , ^{16}N) и голем пресек на апсорпција за термичките неутрони.

CO_2 има мал ефективен пресек на апсорпција на термички неутрони и периодот на полураспад на најчесто формираните ^{16}N е многу краток (7,3 s), што значи дека нуклеарните својства на CO_2 се добри. Корозивните својства врз метали се добри, а на повисоки температури го напаѓа графитот. При контакт на CO_2 со графит се случува следната реакција:



Графитот има добра издржливост на CO_2 до температури од 400 °C. Од гледна точка на топлинска спроводливост и потрошувачката на енергија за циркулација низ ладилниот систем, CO_2 е помалку поволен од хелиумот.

Хелиумот има многу мал ефективен пресек за апсорпција на термичките неутрони, стабилен е на висока температура и нуклеарно зрачење, а не влијае корозивно на други материјали. Неговата примена е ограничена поради високата цена и тешката достапност, а истовремено при работа се појавуваат потешкотии како резултат на неговото протекување.

Течни средства за ладење. Во однос на гасните средства за ладење, течните се одликуваат со високо одведување на топлината, но се понеповолни од гледна точка на влијание на корозивноста врз други материјали. Во нив спаѓа вода (тешка и лесна) и органски супстанции. Водата има добри топлински својства и може да се користи и како модератор. Топлинската спроводливост на водата има вредност меѓу гасовите и течните метали. За постигнување добар топлински ефект треба да се работи со вода на повисоки притисоци и температури. Во таб. 6.15 се прикажани критичните параметри на лесна и тешка вода. Кај реакторите поради формирањето на радиоактивен ^{16}N доаѓа до активација на водата.

Таб. 6.15. Критични параметри на лесна и тешка вода:

Параметар	D ₂ O	H ₂ O
Критична температура °C	371,5	374,2
Критичен притисок МПа	22,438	22,129
Критична густина kg/m ³	338	307

Растворени соли. Најчесто се користи смеса на литиум флуорид и берилиум флуорид со додаток на циркониум флуорид со точка на топење од 350 °C. Смесата се одликува со висока радиоактивна и топлинска стабилност, ниско испарување, а е со топлински својства како водата. Поволна е за користење во реактори кои работат на повисоки температури.

Течни метали. Течните метали како средство за ладење кај реакторите имаат неколку предности: многу добро одведување на топлината, висока точка на вриење (можност за работа при ниски притисоци), а не се разложуваат при зрачење. Од друга страна предизвикуваат значителна корозија на други материјали, натриумот и калиумот стануваат радиоактивни при зрачење, делумно ги модерираат брзите неутрони и во нормални услови се цврсти (таб. 6.16 и 6.17).

Врз основа на физичките, хемиските и нуклеарните својства најголема примена имаат следните течни метали:

- натриум и легури на натриум со калиум, се користат во примарниот ладилен круг кај термичките и брзите реактори. Тоа се еутектични легури составени од 22 % Na + 78 % K (Na K-78),
- бизмут и негови легури со олово, се користат за хомогени реактори со гориво растопено во легура од бизмут,
- жива, се користи во секундарни контури за ладење на термичките реактори, а во примарни контури кај брзите реактори.

Таб. 6.16. Топлински и физички својства на течните метали како средства за ладење:

Ладилно средство	NaK 78	Pb	Bi	Pb-55,5 Bi	Hg
Густина kg/m ³	847 (100 °C) 703 (700 °C)	10510 (400 °C) 10270 (600 °C)	10030 (300 °C) 9660 (600 °C)	10460 (200 °C) 9640 (800 °C)	13350 (100 °C) 12880 (300 °C)
Топлина J/kgK	146,5 (144+358 °C)	154,9 (400+500 °C)	148,2 (400 °C) 166,2 (800 °C)	879,2+921,1 (200+800 °C)	137,3 (100 °C) 136,1 (200 °C)
Коефициент на пренос на топлината W/mK	247,0 (200 °C) 263,8 (400 °C)	15,9 (400 °C) 15,1 (600 °C)	15,5 (400 °C) -	-	10,0 (100 °C) 12,6 (200 °C)
Точка на замрзнување (топење) °C	-11	327,4	271,0	125	38,87
Точка на испарување °C	784	1737	1447	1670	357

Таб. 6.17. Нуклеарни својства на течните метали кај нуклеарните реактори:

Средство за ладење	Na		K		Bi	Hg		
Радиоактивни изотопи добиени со реакцијата $X^A(n,\gamma)X^{A+1}$	²⁴ Na		⁴² K		²¹⁰ Bi	²⁰³ Hg		²⁰⁵ Hg
Период на полураспад	14,97 h		12,44 h		5 d	49,9 d		5,5 min
Вид на зрачење	β	γ	β	γ	β	β	γ	β
Енергија при зрачење pJ	0,223	0,22 0,44	0,33 0,572	0,243	0,187	0,033	0,043	0,28

6.7. Материјали за апсорпција

Апсорпционите прачки за регулација и заштита на реакторите се изработуваат од материјали со висок пресек на апсорпција. Таквите материјали се нарекуваат материјали за апсорпција. Покрај ова барање, материјалите треба да имаат и други својства како: добри механички особини, отпорност на корозија во соодветна средина и хемиска стабилност. Прачките за апсорпција може да бидат изработени од материјали за апсорпција или да бидат само исполнети со такви материјали. Доколку прачките се исполнети со материјал за апсорпција, тогаш нивната конструкција мора да е изработена од соодветни материјали кои ги исполнуваат претходните барања.

Начинот на регулација на реакторите со прачки за апсорпција се развил поради едноставниот начин на регулација, кој се одликува со релативно ниски трошоци на изработка и висока сигурност при работа. Недостаток на оваа регулација е во тоа што топлината која се развива при апсорпцијата не е корисна топлина, туку претставува загуба, при што доаѓа до нерамномерно распределување на неутронскиот проток во активната зона. [15,20,21.22,23,24]

Освен апсорпциони материјали за регулација во некои случаи се применуваат и фисиони материјали како на пример ^{238}U , кој при апсорпција формира фисионен материјал ^{239}Pu .

За регулација со размерна апсорпција во активната зона или за брзо принудно запирање на реакторот, се применуваат течни апсорбери како на пример борна киселина која се внесува директно во средството за ладење.

Елементите за материјали за апсорпција кои предизвикале интерес кај металурзите се: Gd, Sm, Eu, ^{10}B , Cd, Dy, B (природен), Ir, Hg, In, Er, Rh, Tm, Lu, Hf, Au, Re, Ag и др. Некои елементи веднаш може да се исклучат од примена, поради високата цена и високата густина (Au, Re, Rh, Ir) и непрактичност (Hg). Cd има ниска точка на топење и мала цврстина. Gd, Sm, Eu, Dy, Er, Tm, Lu може да се искористат како оксиди или смеси со оксиди дисперзирани во метални матрици. B и ^{10}B може да се користи како апсорбер во легури со Ti, Zr, Fe или не'рфосувачки челици, понатаму како соединение B_4C или метални бориди или соединенија дисперзирани во керамички матрици. Hf се користи во елементарна форма, Ag се користи како бинарна легура со Cd или повеќекомпонентна легура Ag-In-Cd, при што се искористува високата точка на топење на Ag и високиот пресек на апсорпција на примесите.

Од наведеното може да се заклучи дека како апсорпциони материјали се користат елементите Gd, Sm, Eu, ^{10}B , Cd, B (природен), In, Hf и Ag (таб. 6.18). [15,20,21.22,23,24]

Таб. 6.18. Некои карактеристики на елементите за апсорпција:

Елемент	Ефективен пресек σ_a 10^{-29} m^2	Густина при 20 °C 10^3 kg/m^3	Точка на топење °C	Линеарен коефициент на топлинско истегнување при 20 °C 10^{-6} 1/K	Коефициент на топлинска спроводливост W/mK	Кристална структура при 20 °C
Gd	44000	7,95	1200	-	-	HCP
Sm	6500	6,93	1300	-	-	-
Eu	4500	5,22	-	-	-	-
¹⁰ B	3990	2,33	2000	8,3	-	T-H
Cd	2400	8,65	321	31,8	92	HCP
B	750	2,20	2000	8,3	-	T-H
In	190	7,31	156,4	33	19,7	FCR
Hf	115	13,36	2130	5,9	-	HCP
Ag	60	10,49	960,5	20,6	418	FCC
FCC – Призматична, просторно центрирана FCR – Орторомбоидна, површински центрирана				HCP – Шестаголна со стеснета структура T – Квадратна		

Материјали кои содржат бор. Борните челици и не'рго-свачките челици легирани со бор се едни од најупотребуваните материјали за апсорпција. Содржат околу 2 % ¹⁰B. Недостаток на овие материјали се нивните ниски пластични својства. При оваа содржина на бор приближното издолжување изнесува околу 2 %, но при поголеми содржини на бор од 3 % се зголемува крутоста и намалува издолжувањето на 1 %. Максималната гранична цврстина на челик со 2 % бор е 700 MN/m², а кај челиците со содржина на 3 % бор се движи од (850÷1000) MN/m². Подобрно се обработува челик со 2 % бор, а при заварување на овој материјал е можна појава на пукнатини кои се зголемуваат при зрачење.

Од овие причини почнале да се применуваат конструкции на прачки за апсорпција со примена на дисперзни легури на ZrB₂ или TiB₂, а понекогаш и дисперзивната смеса B₄C во метали.

Поради дејството на зрачењето и зголемувањето на крутоста на материјалите, почнале прачките апсорпција да се исполнуваат со материјали во прав во обвивка од пресуван B₄C. Отпорноста на корозија на материјалите со бор (освен челикот со бор) е многу ниска. Борот оксидира на воздух на температура од 100 °C, а карбит на борот на воздух издржува до 1000 °C. Корозијата во вода и пара при работни температури кај реакторите е многу изразена (освен YB₄ кој е стабилен). Челиците со бор имаат подобри антикорозивни особини во однос на јаглеродните челици.

Хафниум. Чистиот хафниум содржи 3 % на циркониум, кој се задржува во материјалот по одделување на циркониумот во реакторот. Неговите механички својства се приближно исти на циркониумот, односно граничното напрегање на истегнување при 20 °C изнесува до 160 MN/m², а при 480 °C е само до 65 MN/m².



Хафниум

Од гледна точка на антикорозивноста, хафниумот има подобри својства во вода и пара во однос на Zircaloy-2 и може да се користи до температури од 400 °C. Недостаток на хафниумот е неговата висока густина од $13,36 \cdot 10^3 \text{ kg/m}^3$, што бара примена на моќни механизми за задвижување на прачките во реакторот. Прачката од хафниум е двапати потешка во однос на истата изработена од не'рѓосувачки челик исполнета со бор, а петпати потешка од соодветна прачка изработена од В₄С.

Кадмиум. Поради својата висока густина, ниската точка на топење и малата цврстина, кадмиумот не е добар елемент за изработка на прачките за регулација. Доколку се применува чист кадмиум, потребно е куќиштето на прачката да биде изработено од некој поволен конструктивен материјал, како не'рѓосувачки челик или алуминиум, а само исполната да биде од кадмиум.

Цврстината на кадмиумот е ниска, односно во леана состојба на 20 °C изнесува $(20 \div 60) \text{ MN/m}^2$. Кадмиумот е токсичен и при неговата обработка е потребно да се одржуваат посебни пропишани мерки.

Најголема примена како материјал за апсорпција наоѓа кадмиум во форма двокомпонентни и повеќекомпонентни легури на сребро, како Ag-Cd и Ag-15 In-5 Cd, кои се применуваат како исполна, а куќиштето се изработува од не'рѓосувачки челик.

Ретки материјали. Овие материјали (за разлика од бор) не формираат хелиум и не се осетливи на зрачење. Лантанидите како Eu, Dy, Er имаат ниски карактеристики на согорување, што е битно за долготрајноста на апсорберите. Ниската антикорозивност и ниските механички својства бараат примена на оксиди и други соединенија на лантанидите. На пример користење матрица од аустенитни челици исполнета со дисперзен Eu_2O_3 се користи кај PWR реакторите.



Кадмиум

6.8. Челици за садови под притисок

Садовите под притисок кај нуклеарните реактори се многу одговорни елементи и затоа е потребно тие да се изработуваат од челици со повисоки квалитативни и квантитативни карактеристики во однос на класичните конструкции.

Изборот на челикот за садовите под притисок пред сè зависи од типот на реакторот, односно од главната поделба на термички и брзи реактори и работната температура и средството за ладење. Кај термичките реактори со пониски работни температури не мора посебно да се внимава на точката на топење на материјалот, додека кај брзите реактори оваа големина е основна за избор на челикот. Работниот притисок кај термичките реактори се движи околу 10 МПа, додека кај брзите реактори е 1 МПа. Кај термичките реактори треба да се води сметка за цврстината и жилавоста на челикот, а исто така на антикорозивните својства во зависност од средството за ладење. Кај брзите реактори главна карактеристика е отпорноста на корозија на течни метали (на пример натриум). [15,20,21.22,23,24]

И кај двата типа на реактори треба да се применуваат челици со добра заварливост, со ниска склоност за појава на пукнатини при заварувањето и термичката обработка. Освен тоа материјалот мора да е отпорен на зрачење, што битно влијае на сите својства на материјалот. Потребно е да се ограничи на минимум нивната индукциона активност, главно со додавање на кобалт.

Кај реакторите со лесна вода се користат нискојаглеродни челици или нисколегирани челици. Кај нив се применува поставување на заштитна постелка со заварување или валцување од високолегирани аустенитни не'рѓосувачки челици. Кај садовите кај брзите реактори се користат високолегирани материјали од типот 18/8 со мала содржина на јаглерод. Во таб. 6.19 и 6.20 е даден преглед на најприменуваните челици за изработка на садови под притисок.

Таб. 6.19. Преглед на најприменуваните челици за изработка на садови под притисок:

Вид челик	Ознака	Содржина % vol.									Механички својства при 20 °С				Термичка обработка
		C	Cr	Ni	Mo	Mn	P	S	Si	V	Граница на лизгање МПа	Граница на извлекување МПа	Извлекување %	Жилавост Charpy-V 10 ³ J/m ²	
Јаглероден	A212 (B)	< 0,31				0,81+1,2	<0,035	<0,040	0,15+0,30		262	483+587	22	3,4	Нормализ.
	A302 (B)	< 0,25			0,45+0,6	1,15+1,5	<0,035	<0,040	0,15+0,30		345	553+690	20	5,1	Обогатув.
Нисколегиран	A302 (B.m)	< 0,25		0,4+1	0,45+0,6	1,15+1,5	<0,035	<0,040	0,15+0,30		345	553+690	20	5,1	Обогатув.
	A533 (B.2)	< 0,25		0,4+0,7	0,45+0,6	1,15+1,5	<0,035	<0,040	0,15+0,30		483	621+794	18	5,1	Обогатув.
	A533 (C.2)	< 0,25		0,7+1	0,45+0,6	1,15+1,5	<0,035	<0,040	0,15+0,30		483	621+794	18	5,1	Обогатув.
	A542 (2)	< 0,15	2+2,5		0,9+1	0,3+0,6	<0,035	<0,035	0,15+0,60	<0,03	690	794	15	5,9	Обогатув.
	A543 (1.2)	< 0,25	1,5+2	3+4	0,45+0,6	<0,4	<0,02	<0,02	0,2+0,35	0,25+0,35	587, 690	725, 794	16, 16	5,9, 5,9	Обогатув.
	GOST 15Ch2MFA	0,13+0,18	2,5+3	<0,4	0,6+0,8	0,3+0,6	<0,025	<0,025	0,17+0,37		432	540+735	14		Обогатув.
Високолегиран	A240 (304)	< 0,08	18+20	8+12		<2	<0,045	<0,030	<1		207	518	40		Каленење
	A240 (304,1)	< 0,03	18+20	8+12		<2	<0,045	<0,030	<1		173	483	40		Каленење
	A240 (316)	< 0,03	16+18	10+14	2+3	<2	<0,045	<0,030	<1		207	518	40		Каленење

Таб. 6.20. Преглед на перспективни челици за изработка на садови под притисок:

Ознака	Содржина % vol.									Механички својства при 20 °C			
	C	Mn	P	S	Si	Ni	Cr	Mo	Останати	Граница на лизгање МПа	Граница на извлекув. МПа	Извлекување %	Живавост Шарпу-V 10 ³ J/m ²
A 538 A	<0,03	<0,1	<0,01	<0,01	<0,1	17+19	-	4+4,5	7+8,5 Co Ti+Al	1380 1625	1450	8	-
A 538 B	<0,03	<0,1	<0,01	<0,01	<0,1	17+19	-	4,6+5,1	7+8,5 Co Ti+Al	1590 1795	1655	6	-
HY-130 (T)	<0,12	0,6+0,9	<0,01	<0,01	0,2+0,35	4,75+5,25	0,4+0,7	0,3+0,65	0,05+0,1 V	895		15	8,4
HP 9-4-30 Cr Mo	0,17+0,23	0,2+0,35	<0,01	<0,01	<0,1	8,5+9,5	0,65+0,85	0,9+1,1	0,05+0,1 V 4,25+4,75 Cu	1175		15	5,9
12-5-3	<0,025	0,2+0,35	<0,01	<0,01	-	12	4,75	3	0,3 Al 0,25 Ti	1240		-	-

6.9. Неметални материјали

Од неметалните материјали во нуклеарната техника се користат различни материјали и тоа аноргански материјали од типот на бетони и органски високомолекуларни соединенија – пластика. Бетоните пред сè се користат за садовите под притисок кај некои типови реактори и за засенчување на радиоактивното зрачење. Пластичните материјали се користат за затнување, лизгање, површинска заштита и др. Барањата кои треба да ги задоволат овие материјали покрај функционалноста се задоволување на сложени механички, топлински и радиоактивни напрегања. [15,20,21.22,23,24]

Бетони. За изработка на садови под притисок кај реакторите се користи преднапрегнат бетон со цврстина од (40÷60) MN/m². Најбитно е влијанието на бетонот на зрачење, имено при зрачење со неутронски проток од (10²⁴÷10²⁵) 1/m², кај некои бетони настануваат промени на неговите својства како: зголемување на волуменот со намалување на густината, промена на цврстината, промена на коефициентите на линеарно ширење, топлинската спроводливост и др.

За засенчување на реакторите од радиоактивно зрачење (биолошка заштита) се користат специјални бетони. Обичниот бетон со густина 2,3 10³ kg/m³ не е материјал поволен за засенчување на реакторот. За засенчување се користат бетони изработени од специјални цемента кои содржат тешки елементи за апсорпција на неутроните. За зголемување на содржината на вода во бетонот (со тоа и на H₂) се користат додатоци од магнезиум оксихлорид MO. Додатоците од бор и минералните додатоци (2CaO 3B₂O₃ H₂O) се користат за зголемување на апсорпцијата на неутрони. Челичните топчиња во бетонот ја намалуваат брзината на неутроните со висока енергија. Во баритните бетони се додаваат минерални барити (главно BaSO₄) и во голем дел песок и чакал. Густината на овие бетони е 3,5 10³ kg/m³ и имаат должина на релаксација на брзите неутрони и гама зрачење

од (8÷10) см. Додатоците од барит честопати се заменуваат со додавање железна руда – лимонит ($2\text{Fe}_2\text{O}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$). Во таб. 6.21 е даден составот на бетоните за засенчување на реакторите, а во таб. 6.22 преглед на механичките, топлинските и својствата на засенчување на бетоните и додатоците. [15,20,21.22,23,24]

Таб. 6.21. Состав на бетоните при засенчување на реакторите:

Состав на дадатоците					Содржина на елементи kg/m^3											
Додаток	%	Исполна	%	Вода %	Fe	H	B	O	Mg	Cl	Cr	Si	Al	Mn	S	C
Портланд цемент	15	Песок Чакал	34,2 43,3	7,5	0,13	4,76±20%	-	71,8	0,2	-	14,5	15,6	0,44	-	0,06	10,8
Портланд цемент	13	Лимонит Челични листови	26 57	4	54,7	21,1±20%	-	47,7	0,35	-	0,45	2,1	0,79	1,22	0,11	-
Магнезиум оксихлорид МО	7	Челични топчиња	40	7,6	88,3	26,3±20%	-	21,1	8,69	2,05	-	-	-	0,37	-	-
		Челични листови	53													
МОВ 1299 kg/m^3	6,5	Колеманит	6,5	6	68,5	35,9±20%	3,91	32	8,5	2,89	1,29	-	-	0,26	-	-
		Челични листови	77													
МОВ 1299 kg/m^3	50	Колеманит	50	4,5	-	79,1±5%	7,98	68,2	10,42	-	6,93	2,66	-	-	-	-

Таб. 6.22. Преглед на механичките, топлинските и својства на засенчување на бетоните и додатоците:

Материјал	Густина kg/m^3	Топлина J/kgK	Коефициент на топлинска спроводливост W/mK	Линеарен коефициент на издолжување K	
Портланд цемент обичен	2400	-	-	-	
Портланд цемент лимонит + челични листови	4300+4500	695	2800+3700	12,2 10^{-6}	
МО + челични топчиња и челични листови	5300+5600	600	5000	18 10^{-6}	
МОВ + колеманит	-	685	3100	19,8 10^{-6}	
Материјал	Јунгов модул на еластичност MPa	Цврстина на притисок MPa	Цврстина на свиткување MPa	Цврстина на сечење MPa	Должина на релаксација m
Портланд цемент обичен	280	18	3	4	0,11
Портланд цемент лимонит + челични листови	245	34	3+4	6	0,063
МО + челични топчиња и челични листови	378	35+70	8+10	-	-
МОВ + колеманит	-	-	-	-	-

Пластика и гума. При избор на пластичните материјали треба да се води сметка за многу фактори поврзани со радиоактивното поле, како: видот на зрачење, енергијата и интензитетот на зрачењето, обликот на зрачење и радиоактивното поле, дистрибуцијата на енергија и сл., а исто така на својствата на пластиката, како; вид на основниот полимер, адитивите, топлината, напрегањата, дебелината, начинот на обработка и сл.

Стабилноста на пластиката и гумата (термопластика, еластомери и термосетови) зависи од состојбата на основниот полимер. Под дејство на јонизирачко зрачење во полимерите настануваат основни структурни промени:

- намрежување, појава на попречни врски, односно појава на просторни мрежи,
- деградација, промена на бројот на двојни врски, кинење на веригите.

Најголеми промени кај овие материјали се постигнуваат кај механичките својства. Со зрачење значително се менува цврстината на овие материјали. Цврстината на политетрафлуоретилен (тефлон) брзо се менува под дејство на зрачењето, како резултат на кинење на главниот ланец, што овој материјал го прави неповолен за употреба. Кај полиетиленот најпрво цврстината расте, а потоа со зголемување на зрачењето се намалува.

Од таа причина чисти полимери не се применуваат кај нуклеарните постројки, туку се користат полимери со додатоци за омекнување, пигменти, зацврстувачи, антиоксиданти, стабилизатори и сл.

Кај нуклеарните постројки се користат следните пластични и гумени материјали:

Термопластика	Еластомери	Термосетови
PV Карбазол (поливинилкарбазол)	Bг-11R (бромиран изобутилен-изопрен каучук)	PF (фенолформалдехидна смола)
PS (полистирен)	PSB (стирен-бутадиенов каучук)	PF-12 (фенолформалдехидна смола тип 12)
PVFM (поливинилформал)	SR (полисулфатов каучук)	PF-54 (фенолформалдехидна смола тип 54)
PETP (полиетилентерфталат)	PUR (полиуретан)	MF (меламинформалдехидна смола)
PVC (поливинилхлорид)	PBAN (полибутадиенакрилонитрил)	EP (епоксидна смола)
PC (поликарбонат)	NR (природен каучук)	UP (мочноформалдехидна смола)
PE (полиетилен)	SiR (силиконски каучук)	F (формалдехидна смола)
PCTFE (полихлортрифлуоретилен)	PB (полибутадиен)	
CA (ацетат на целулоза)	PCR (полихлоропрен)	
PVB (поливинилбутирал)	FR (флуор каучук)	
PMMA (полиметилметакрилат)	11R (изобутилен-изопрен каучук)	
CSM (хлорсулфитен полиетилен)		
CAB (ацетобутират на целулоза)		
CN (нитрат на целулоза)		
EC (етилоцелулоза)		
CP (пропионат на целулоза)		
PA (полиамид)		
PVCA (поливинилхлоридацетат)		
PTFE (политетрафлуоретилен)		

Редоследно според издржливост на доза на зрачење MJ/kg

7

КОНЦЕПЦИЈА НА ЕНЕРГЕТСКИТЕ НУКЛЕАРНИ РЕАКТОРИ

7.1. Видови и споредба на нуклеарни реактори

Нуклеарен реактор од енергетска гледна точка е генератор на топлинска енергија во кој се одвиваат нуклеарни верижни реакции. Реакциите во реакторот се иницираат, контролираат и се одржуваат во стабилна состојба, што е спротивно на нуклеарната бомба кај која не постои контрола и одржување на процесот. Нуклеарните реактори се користат за многу цели, но најважна е нивната употреба при производството на електрична енергија. [25,26,27,28,29,30,31]

Во последните неколку декади развиени се многу видови на реактори. При тоа се испитани огромен број на комбинации од горива, модератори, флуиди за ладење и голем број на конструктивни решенија. Меѓутоа, за нивна класификација потребно е најпрво тие да се одвојат меѓу себе на две главни групи: фисиони и фузиони. Овде ќе биде разгледана само првата главна група, затоа што сите сегашни комерцијални реактори се базираат на нуклеарната фисија.

Фузионите реактори сè уште се во рана фаза на развој и постојните проекти на тоа поле не се наменети за комерцијални енергетски постројки. Постојат и други уреди во кои се одвиваат контролирани нуклеарни реакции. За пример можат да се земат радиоизотопските термоелектрични генератори кои генерираат топлинска и електрична енергија со пасивно радиоактивно распаѓање или Фарнсворт-Хиршовите фузори, во кои со контролирана нуклеарна фузија се произведува неутронско зрачење.

Фисионите реактори можат да се поделат на две класи, во зависност од енергијата на неутроните кои се користат при иницирањето и одржувањето на верижната нуклеарна реакција, на:

Термички (термални - бавни) реактори, во кои се користат бавни неутрони за иницирање и одржување на реакцијата. Енергијата на неутроните кои ја предизвикуваат фисијата кај овие реактори е помала од $1,6 \cdot 10^{-20} \text{ J}$ (0,1 eV). Се карактеризираат со употреба на модератор за забавување на неутроните сè додека тие не ја достигнат средната кинетичка енергија на околните честички, односно сè додека не се термализираат. Околните честички се всушност горивото кое се користи при фисијата, а со изедначување на кинетичките енергии тоа добива моќ на апсорпција на неутрон. Термичките неутрони имаат многу поголема веројатност да бидат апсорбирани од страна на фисиониот материјал, во однос на брзите. Тоа е нивната предност како класа, бидејќи кај нив може да се користи природен ураниум како гориво. Повеќето реактори во светот се од овој тип. [25,26,27,28,29,30,31]

Брзи реактори, се реактори кај кои не е потребен модератор, затоа што при процесот се користат брзи неутрони. Енергијата на неутроните кои ја предизвикуваат фисијата кај овие реактори е поголема од $1,6 \cdot 10^{-14} \text{ J}$ ($0,1 \text{ eV}$). За реакцијата да биде успешна, овој тип на реактори бара употреба на високо збогатен ураниум или плутониум како гориво. Интересно е тоа што некои реактори произведуваат повеќе гориво отколку што трошат, со претворба на ^{238}U во ^{239}Pu , во самиот процес. Овој тип на реактори има повеќе недостатоци во однос на термичките, поради што поретко се користи.

Наттермички (епитермички) реактори. Во некои случаи се користи фисија на неутрони со енергија од $1,6 (10^{-19} \div 10^{-16}) \text{ J}$ ($1 \div 1000 \text{ eV}$) и повисока, а таквите реактори се нарекуваат наттермички. Кај термичките и наттермичките реактори неутроните се забавуваат, односно потребен е модератор.

Концепцијата на конструкцијата на активната зона зависи од бројот на основните хомогени елементи:

Трослојни активни зони се составени од гориво, модератор и средство за ладење, кои се просторно меѓусебно одделени (пример GCHWR).

Двослојни активни зони се применуваат кај реактори без модератор (пример LMFBR) или кај реактори кои користат ист модератор и средство за ладење (пример PWR). Во оваа група спаѓаат и реактори кои работат со раствор на горивото во средството за ладење, односно просторно се идентични (пример HTGR).

Еднослојни активни зони се користат само кај хомогените реактори кај кои горивото е растворено или дисперзирано во средството за ладење, кое има воедно функција на модератор. [25,26,27,28,29,30,31]

Во **таб. 7.1** е прикажана поделбата на нуклеарните реактори. Додека во **таб. 7.2** се прикажани меѓународните ознаки на различни типови на енергетски нуклеарни реактори во зависност од модераторот и средството за ладење.

Битна поделба на нуклеарните реактори е од гледна точка на способноста за репродукција на нуклеарното гориво. Во случај во кој реакторот воопшто не учествува во репродукцијата, туку согорува чист фисионен материјал, тој се нарекува **Burner реактор** (на пример реакторите од типот PWR на високозбогатен ураниум применуван кај подморници). Во случај кога реакторот продуцира нов фисионен материјал кој е хемиски различен од користеното гориво, тој реактор се нарекува **Converter** или **Pseudobreeder** (на пример стационарен енергетски PWR реактор на малку збогатен ^{235}U произведува ^{239}Pu). Pseudobreeder произведуваат поголем број на нови фисиони материјали од тие што ги согоруваат. Реакторите во

кои се произведуваат повеќе нови фисиони материјали од ист хемиски вид, во однос на старите, се нарекуваат **Breeder реактори** (реактори со размножување) (на пример енергетски реактори од типот LMFBR на ^{239}Pu и на ^{238}U , согоруваат ^{239}Pu и продуцираат исто така ^{239}Pu). [25,26,27,28,29,30,31]

Таб. 7.1. Поделба на нуклеарните реактори:

Карактеристика	Видови
Примена	Школски, истражувачки, производен, транспортен, стационарен енергетски, специјален
Применет вид на егзотермна нуклеарна реакција	Реакција на фисија, нуклеарна реакција
Горивен циклус	Burner, Converter, Pseudobreeder, Breeder
Енергија на неутроните	Термички, наттермички, брзи
Конструкција на активната зона	Хомогена, хетерогена
Број на конструктивни елементи на активната зона	Трислојни, двослојни, еднослојни
Материјал за фисија	^{233}U , ^{235}U (*), ^{239}Pu , (^{241}Pu)
Материјал за размножување	^{232}Th , ^{238}U , (^{240}Pu)
Хемиска врска на фисиониот или материјалот за размножув.	Метал, кислород, карбит, (нитрит, силицит), флуорит
Модератор	C, H ₂ O, D ₂ O, Be, (BeO), органски соединенија (изомерни полифенили), ZrH ₂ ,
Рефлектор	C, H ₂ O, D ₂ O, Be, (BeO), органски соединенија (изомерни полифенили), ZrH ₂ , Ni (**)
Средство за ладење	CO ₂ , N ₂ , He, NO ₂ (дисоцирачки гасови), H ₂ O, D ₂ O, органски соединенија (изомерни полифенили), растопени соли (флуориди, LiF, BeF ₂ , ZrF ₄), течни метали (Na, K, Hg)
Конструкција на реакторот	Сад под притисок, цевки под притисок
Концепција на контурите за ладење	Надворешен систем, внатрешен систем во садот на реакторот
(*) ^{235}U како материјал за фисија може да се користи од природен ураниум (0,71% ^{235}U), од слабо збогатен ураниум (1+5% ^{235}U) или многу збогатен ураниум (10+95% ^{235}U)	
(**) Само кај брзите реактори	

Можни се поголем број на физички комбинации на различни типови на реактори со модератори и средства за ладење, но сите не ги постигнуваат потребните технички карактеристики и барања. На пример, кај брзиот pseudo-breeder кој работи со збогатен ураниум или брзиот breeder ладен со пара како средство за ладење се постигнува предолго време на распаѓање. Комбинациите на графитен реактор ладен со тешка вода или реактор со лесна вода ладен со натриум се понеповолни и физички лоши комбинации. Бројот на комбинации за вистинска реализација на енергетски нуклеарни реактори и не е толку голем (сл. 7.1).

Таб. 7.2. Типови на енергетски нуклеарни реактори:

Ознака	Тип реактор	Модератор	Средство за ладење
GCR	Gas cooled Graphite moderated	C	CO ₂
AGR	Advanced Gas cooled Graphite moderated	C	CO ₂
HTGR	High Temperature Gas cooled Graphite moder.	C	He
LWGR	Light Water cooled Graphite moderated	C	H ₂ O
PWGR	Pressurized Light Water cooled Graphite moder.	C	H ₂ O
BWGR	Boiling Light Water cooled Graphite moderated	C	H ₂ O v
MSGR	Molten Salt cooled Graphite moderated	C	Соли
MSBR	Molten Salt cooled Graphite moderated Breeder	C	Соли
LMGR	Liquid Metal cooled Graphite moderated	C	Течен метал
HWR	Heavy Water moderated	D ₂ O	Различно
PHWR	Pressurized Heavy Water moderated and cooled	D ₂ O	D ₂ O
BHWR	Boiling Heavy Water moderated and cooled	D ₂ O	D ₂ O v
HWLWR	Heavy Water moderated Light Water cooled	D ₂ O	H ₂ O
HWBWR	Heavy Water mod. Boiling Light Water cooled	D ₂ O	H ₂ O v
HWGCR	Heavy Water moderated Gas cooled	D ₂ O	CO ₂
HWOCR	Heavy Water moderated Organic cooled	D ₂ O	Органско
LWR	Light Water moderated and cooled	H ₂ O	H ₂ O
PWR	Pressurized Light Water moderated and cooled	H ₂ O	H ₂ O
BWR	Boiling Light Water moderated and cooled	H ₂ O	H ₂ O v
LWBR	Light Water moderated and cooled Breeder	H ₂ O	H ₂ O
OMR	Organic moderated and cooled	Органски	Органско
SZR	Sodium cooled Zirconium Hydride moderated	ZrH ₂	Na
FBR	Fast Breeder	-	Различно
LMFBR	Liquid Metal cooled Fast Breeder	-	Na
GFBR	Gas cooled Fast Breeder	-	He
SFBR	Steam cooled Fast Breeder	-	H ₂ O p

v- вриење, p – пара, R – реактор

Во светската енергетска пракса најчесто се применуваат следните комбинации на модератор и средство за ладење: [15]

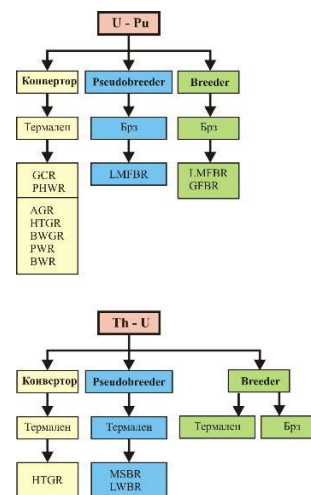
Ураниум-плутониумски горивен циклус:

- графит-гас (GCR, AGR, HTGR),
- графит-лесна вода (PWR, BWR),
- тешка вода-тешка вода (PHWR),
- брзи реактори ладени со натриум (LMFBR).

Ториум-ураниумски горивен циклус:

- графит-гас (HTGR),
- графит-растопени соли (MSBR),
- лесна вода-лесна вода (LWBR).

Покрај тоа што постојат многу видови, како конкретни конструктивни решенија кои наоѓаат комерцијална употреба, може да се издвојат неколку вида на реактори.



Сл. 7.1. Енергетски нуклеарни реактори кои работат на ураниум-плутониумски и ториум-ураниумски горивен циклус.

7.2. Карактеристики на нуклеарните реактори

На карактеристиките на нуклеарните реактори, покрај конструкцијата на реакторот, влијание има енергијата на физионите неутрони, видот на модераторот, горивото и средството за ладење. [25,26,27,28,29,30,31]

Најкомплексна карактеристика е големината на единечната моќ на реакторот. Во таб. 7.3 е прикажан преглед на различни нуклеарни реактори во Светот со постоечка и планирана моќ на главните типови на енергетски реактори: лесноводни (PWR, BWR, LWGR), ладени со гас (PHWR, HWLWR) и брзите реактори (LMFBR).

Таб. 7.3. Нуклеарни реактори во светот

Земја	Тип реактор	Изградени + планирани		Постоечка + планирана моќ MWe		Земја	Тип реактор	Изградени + планирани		Постоечка + планирана моќ MWe	
Argentina	PHWR	2	1	935	692	Mexico	BWR	2		1 300	
Armenia	PWR	1		375		Netherlands	PWR	1		487	
Belgium	PWR	7		5 885		Pakistan	PWR	2	1	600	300
Brazil	PWR	2	1	1 901	1 275		PHWR	1		125	
Bulgaria	PWR	2	2	1 906	2 000	Romania	PHWR	2	3	1 300	1 869
Canada	PHWR	22		15 137		Russia	PWR	16	11	11 914	9 810
China	PWR	12	41	9 748	42 230		LGR	15		10 219	
	PHWR	2		1 300			LMFBR	1	1	560	750
	GCR		1		200	Slovakia	PWR	4	2	1 816	810
	LMFBR		1		20	Slovenia	PWR	1		666	
Czech Republic	PWR	6		3 678		South Africa	PWR	2		1 800	
Finland	PWR	2	1	976	1 600	South Korea	PWR	17	7	15 975	8 600
	BWR	2		1 740			PHWR	4		2 722	
France	PWR	58	1	63 130	1 600	Spain	PWR	6		6 004	
Germany	PWR	7		9 486			BWR	2		1 510	
	BWR	2		2 572		Sweden	PWR	3		2 799	
Hungary	PWR	4		1 889			BWR	7		6 504	
India	PWR		2		1 834	Switzerland	PWR	3		1 700	
	BWR	2		300			BWR	2		1 538	
	PHWR	18	4	4 091	2 560	Taiwan	PWR	2		1 780	
	LMFBR		1		500		BWR	4	2	3 104	2 600
Iran	PWR	1		915		Turkey	PWR		4		4 600
Japan	PWR	24		19 286		Ukraine	PWR	15	3	13 107	2 850
	BWR	26	2	24 818	2 756	United Arab Emirates	PWR		4		5 600
Kazakhstan	LMFBR	1		70		United Kingdom	PWR	1		1 188	
							GCR	17		8 732	
						United States	PWR	69	8	68 459	8 990
							BWR	35	2	34 935	2 700

Најголема примена во Светот наоѓаат PWR и BWR, кои се одликуваат со висока единечна моќ помеѓу (1000÷1500) MW (таб. 7.4).

Таб. 7.4. Вкупна моќ на поединечни типови на нуклеарни реактори во светот:

Тип на реактор	Број на реактори во работна состојба	%	Вкупна моќ MWe	%
PWR	267	61	246555	67
BWR	84	19	78321	21
PHWR	51	12	25610	7
GCR	17	4	8732	2
LGR	15	4	10219	3
LMFBR	1	0	560	0
ВКУПНО	435	100	369997	100

Таб. 7.5. Нуклеарни реактори предвидени за изградба до 2022 год. во светот:

Тип на реактор	Број на реактори во работна состојба	Промена %	Вкупна моќ MWe	Промена %
PWR	356	+33	339569	+37
BWR	90	+7	86377	+10
PHWR	59	+16	30722	+20
GCR	18	+6	8932	+2
LGR	15	0	10219	0
LMFBR	5	+400	2076	+271
ВКУПНО	543	+25	477895	+29

Од таб. 7.5 може да се види дека до 2022 год. се очекува зголемување на бројот на реактори на вкупно 543 нуклеарни реактори со вкупна моќ 477895 MWe или пораст на бројот на реактори за 25 % и моќта за 28 %. Повторно, најголем број предвидени реактори се од типот PWR, но исто така се очекува напредок кај PHWR и LMFBR реакторите. Развојот на PWR реакторите е во најнапредна фаза и нивната единечна моќ е највисока (таб. 7.6).

Таб. 7.6. Нови, планирани за изградба, големи по моќ реактори во светот (над 1000 MWe):

Земја	Тип реактор	Број	Моќ MWe
Brazil	PWR	1	1 275
Bulgaria	PWR	2	2 000
China	PWR	38	36 400
Finland	PWR	1	1 600
France	PWR	1	1 600
Russia	PWR	6	6 900
South Korea	PWR	7	8 600
Taiwan	PWR	2	2 600
Turkey	PWR	4	4 600
United Arab Emirates	PWR	4	5 600
United States	PWR	8	8 990
	BWR	2	2 700

Во наредната таб. 7.7 се прикажани основните карактеристики на различни енергетски реактори со единична моќ на блокот од 1000 MWe.

Таб. 7.7. Споредба на основните карактеристики на различни типови на енергетски реактори со единична моќ од 1000 MWe:

Карактеристика	Димензија	BGWR	PWR	BWR	HTGR	PHWR	LMFBR
Електричен КПД	% нето	30	34	34	41	31	43
Топлинска моќ	MWt	3340	2950	2950	2440	3230	2330
Обогатување на горивото	%	1,8	3	2,4	4,2	-	28
Материјал на обвивката	-	Zr-Nb	Zry-4	Zry-2	C-SiC	Zry-4	HeFoc.
Максимална температура на обвивката	°C	-	380	380	800	320	650
Дијаметар на горивниот елемент	mm	13,5	10,7	12,5	12,7	15,2	5,8
Дијаметар на касетата (прачката)	mm	80	242	155	380	90	150
Топлинско оптоварување на горивото	kW/kg	18	40	27	54	20	200
Дијаметар на активната зона	m	9,6	3,1	4,5	6,7	4,7	2,7
Висина на активната зона	m	7	3,7	3,7	6,3	6,3	1
Број на канали на активната зона	-	1770	166	678	308	567	325
Шаржа на гориво	t	188	74	129	45	160	8
Еквивалент на шаржата во природен ураниум	t	590	410	560	360	160	436
Топлинско оптоварување на активната зона	kW/dm ³	6,6	104	51	8,2	11	370
Согорување на шаржата	GJ/kg	1600	2850	2380	8600	860	8600
Еквивалент на согорување на природен ураниум	GJ/kg	510	520	540	1080	860	160
Просечен фактор на конверзија	-	0,6	0,5	0,6	0,6	0,8	1,2
Средство за ладење (СЛ)	-	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	He	D ₂ O	Na
Температура на излезот од реакторот	°C	284	326	284	760	300	562
Притисок на излезот од реакторот	MPa	7	15,3	7	4,8	8,9	0,1
Температура пред турбината	°C	280	280	280	510	250	510
Притисок пред турбината	MPa	6,8	6,8	6,8	17	4,1	17
Концепција на конструкцијата	-	KP	CSP	CSP	BSP	KP	S (SI)
Дијаметар на реакторот	m	14	4,1	6	14	9,8	22,5
Висина на реакторот	m	25	12	22	14	8	17
Начин на промена на горивните елементи	-	Контин.	Капањ.	Капањ.	Капањ. Контин.	Конт.	Кампањ.

KP – канали под притисок; CSP – челичен сад под притисок; BSP – бетонски сад под притисок со интегриран систем;
S – сад; SI – сад со интегриран систем

7.3. Концепција на основните типови на енергетски нуклеарни реактори

7.3.1. Реактори со гасно средство за ладење

Реакторите со гасно средство за ладење (GCR) (сл. 7.2), користат графит како модератор и инертен гас како средство за ладење. Нивна голема предност е тоа што средството за ладење може да се загрее на повисоки температури од водата, што доведува до поголем коефициент на полезно дејство. [15,29,30,31]

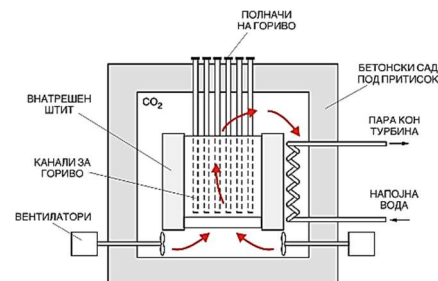
Реакторите од овој тип се најстари реактори (прв реактор во светот, Fermiо реактор CP-1, USA, 1942). Како ладилно средство најпрво се користел воздух (X-10, Oak Ridge, USA, 1943; Windscale, GB, 1950; Marcoule-1, F, 1956), а покасно CO₂ (Calder Hall, GB, 1956-59; Chapel Cross, GB 1959-60). Поради помалиот премин на топлината низ гасовите се појавуваат потешкотии при хавариско подладување на реакторот, односно хавариско запирање на реакторот.

Првите GCR реактори биле двоенаменски и работеле на природен ураниум во обвивка од магнезиум оксид, поради што го добиле и името реактори магнокс.

7.3.1.1. „Магнокс“ реактори (Magnox Gas cooled Reactor, MGR)

Термичките реактори магнокс се реактори ладени со гас, кои користат графит како модератор, јаглероден диоксид како средство за ладење и природен ураниум како гориво. Развиени се во Франција и Велика Британија, каде се изградени голем број такви реактори, главно за производство на плутониум за секундарна енергетска намена. Името го добиле според магнезиумовата легура со која се обложуваат горивните прачки. Овој концепт е напуштен во периодот од 1965 до 1967, поради малиот коефициент на полезно дејство (помал од 30 %) и големите инвестициони вложувања. Еден таков реактор има во Италија, а неколку во Јапонија и Република Кореја (сл. 7.3). [15,29,30,31]

Ограничувањата на реакторите магнокс зависат од физиката на активната зона. Доколку во хетерогена мрежа од природен ураниум треба да се постигне критична состојба, потребно е многу осетливо регулирање на неутроните. Волуменот на активната зона мора да е голем (намалување на бегањето на неутрони), активната зона заедно се горивните елементи и нивната обвивка мора да содржи минимум на паразитни апсорбери, релативниот однос на површината на гориво и волуменот на модераторот мора да биде мала, а



Сл. 7.2. Скица на реактор со гасно средство за ладење

густината на горивото мора да биде што поголема. Температурата на модераторот не смее да биде многу висока, моќта не смее да биде висока и согорувањето може да биде многу ниско, при што е потребна континуирана промена на горивото.

Покрај тоа кај реакторите магнокс постои ограничување на параметрите од технички причини. Температурата на гасот за ладење мора да се држи под границата на интензивна реакција со модераторот (400 °C). Температурата на горивото мора да е пониска од температурата на алотропна модификација на метален ураниум (668 °C). Температурата на обвивката мора да биде пониска од температурата на интензивна корозија на магнокс во јаглерод диоксид (450 °C). На крај, согорувањето зависи од стабилноста на зрачењето на блокот на нелегиран метален ураниум (346 GJ/kg).

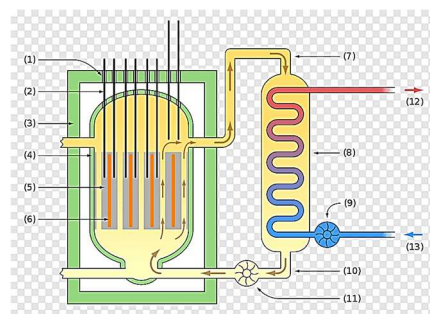
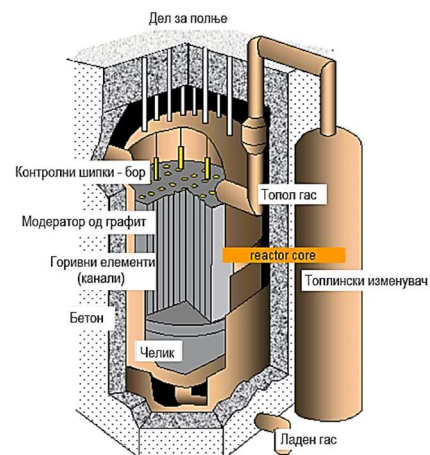
Типичниот горивен елемент кај овие реактори е пократок од горивниот канал и затоа при формирање на активната зона мора да се постават поголем број на горивни елементи еден над друг. Јадрото се формира од природен нелегиран метален ураниум и е масивно, кое кај англиските реактори е цилиндрично со дијаметар од 28 mm, а кај француските со дијаметар 23 и 43 mm. Јадрото е покриено со 2 mm дебела обвивка од магнокс со сложен систем на ребра од легура на магнокс. Средното оптоварување на горивните елементи се движи од (1,8÷3,2) kW/kg, а кај англиските 4 kW/kg.

Активната зона има изглед на вертикален цилиндар со дијаметар од (8,3÷17,4) m и висина (6,4÷9,2) m. Бројот на горивни елементи се движи (1150÷4680) во кои има сместено (130÷600) t природен метален ураниум и (650÷2540) t графит.

Затворањето на активната зона кај првите реактори магнокс било со цилиндричен сад под притисок изработен од челик, а подоцна се изработувал како сад во топчеста форма. Кај поновите конструкции се користел сад од пренапрегнат бетон кој се задржал и понатаму.

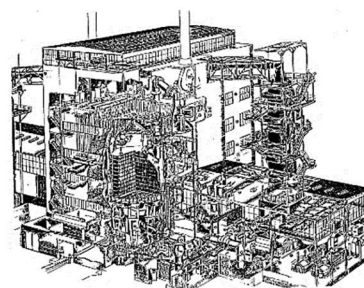
Параметрите на средството за ладење кај поновите конструкции се движеле (400 °C, 2,7 MPa) и постигнувале КПД од 31,5 %. Пред запирање на понатамошниот нивен развој е постигната моќ од 1880 MW.

На сл. 7.4 е прикажан изгледот на зградата во која е сместен реактор магнокс GCR од нуклеарната термоцентрали Hinkley Point од Велика Британија со моќ на реакторот од 954 MW. Постарите конструкции на реактори биле сместувани во згради многу слични на обичните згради, но со примена на соодветни материјали за заштита.



1. Цевки за полнење на гориво
2. Контролни прачки
3. Заштита од радијација
4. Сад под притисок
5. Модератор од графит
6. Горивни елементи (прачки)
7. Топлогас
8. Топлински изменувач
9. Циркулациона пумпа за вода
10. Ладен гас
11. Циркулација на гас

Сл. 7.3. Шематски приказ на Magnox GCR



Сл. 7.4. Магнокс GCR Hinkley Point, GB

Во наредната таб. 7.8 се прикажани карактеристиките на реакторите магнокс во некои нуклеарни централи изведени во Велика Британија. [15,29,30,31]

Таб. 7.8. Карактеристики на реактори магнокс GCR во британските нуклеарни централи:

Спецификација	Calder Hall	Wylfa	Oldbury
Топлинска моќ, MWt	182	1875	835
Електрична моќ, MWe	46	590	280
КПД, %	23	33	34
Број на горивни канали	1696	6150	3320
Дијаметар на активната зона, m	9,45	17,4	12,8
Висина на активната зона, m	6,4	9,2	8,5
Среден притисок на гасот, bar	7	26,2	25,6
Влезна температура на гасот, °C	140	247	245
Вкупен проток на гас, kg/s	891	10254	4627
Горивен материјал	Природен метален ураниум	Природен метален ураниум	Природен метален ураниум
Маса на ураниум, t	120	595	293
Дијаметар на садот под притисок, m	11,28	29,3	23,5
Висина на садот под притисок, m	21,3	—	18,3
Кругови на средството за ладење	4	4	4
Генератори на пара	4	1	4

7.3.1.2. Подобрени реактори со гасно средство за ладење (Advanced Gas cooled Reactor, AGR)

Овој тип на реактори е развиен во Велика Британија како наследник на магнокс типот. Средството за ладење останува исто, односно CO₂. Овие реактори користат збогатено гориво во форма на оксид, поставено во обвивки од не'рѓосувачки челик и ладено со CO₂. Се разликуваат по тоа што облогата на горивните прачки е од не'рѓосувачки челик, што дозволува повисоки температури во реакторот без ризик од хемиска реакција меѓу горивото и модераторот. Како резултат на тоа се постигнуваат повисоки термички параметри на парата, што поволно се одразува врз ефикасноста на постројката. Овој тип на реактори, иако подобрен, наследил некои недостатоци од својот претходник, пред сè во поглед на техно-економскиот биланс. Покрај тоа, користи малку збогатен ураниум како гориво, што наметнува потреба од инсталирање на постројки за пречистување. [15,29,30,31]

Првата примена на овие реактори е во термоцентралите Windscale во 1962 и Hinkley Point B-1 во 1976 во Велика Британија. Моќта на овие вградени реактори била околу 625 MW.

Примената на збогатен ураниум кај AGR реакторите предизвикала надминување на сите физички ограничувања на реакторите магнокс. На тој начин се намалила активната зона и по цена на повисоко губење на неутроните. Во активната зона

се поставувале силни паразитски апсорбери со кои се намалило бегањето на неутроните поради резонантно голтање со зголемување на површината на гориво и волуменот на модераторот. На тој начин се постигнало зголемено енергетско оптоварување на горивото, но измената на горивото останала континуирана.

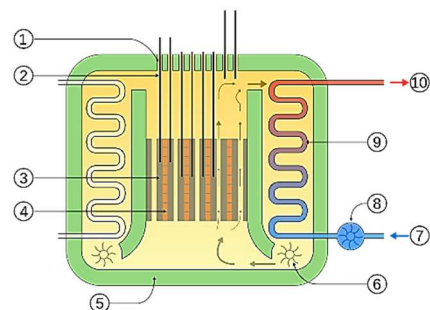
Од техничка гледна точка кај овие реактори се зголемил преносот на топлина од горивните елементи, и температурното ограничување на обвивката на горивните елементи од не'рѓосувачки челик во CO₂ тогаш изнесува 820 °C. Температурниот лимит на гасот и модераторот од графит се покачил на 500 °C. За зголемување на преносот на топлина, зголемена е ефективната површина за пренос на топлината, зголемен е коефициентот на пренос на топлината со турбулизација со наребување на обвивките на горивните елементи, зголемена е брзината на проток и топлинскиот пад.

Горивниот елемент кај овие реактори е поделен по висина на активната зона на 8 самостојни целини, меѓусебно поврзани со една обесена прачка со која се формира комплетот. Елементот е составен од 36 паралелни прачки со дијаметар од 15,3 mm. Горивните пилули се од ураниумов оксид збогатен на 2 % (а понекогаш до 2,4 %). Обвивката на горивниот елемент е изработена од аустенитен не'рѓосувачки челик од типот 20/25 Nb со дебелина 0,38 mm. Средното енергетско оптоварување на горивните елементи се движи од (10÷12) kW/kg.

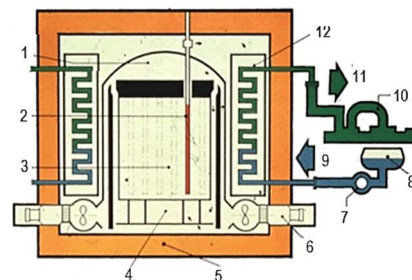
Активната зона кај AGR реакторите има облик на цилиндар со дијаметар (8,5÷9,6) m со висина од 8,3 m. Се состои од хетерогена квадратна мрежа со чекор од 394 mm, која содржи (324÷412) збогатени горивни елементи со (120÷152) t збогатен ураниум во форма на UO₂ и (830÷1050) t графит. Средното енергетско оптоварување на активната зона е (2,4÷3,2) kW/dm³, а согорувањето на горивото е 1,55 TJ/kg со фактор на конверзија 0,4.

Конструкцијата на овие реактори е со сад под притисок изработен од пренапрегнат бетон со бочно поставени генератори на пара. Работи со високи параметри на средството за ладење (на излезот 650÷675 °C, 3,16÷4,53 MPa). Се користат во нуклеарни термоцентрали со КПД 41,6 % и со максимална моќ од 1500 MW.

На сл. 7.5 се дадени шематски прикази на AGR реактори со основните составни елементи.



1. Цевки за полнење на гориво
2. Контролни прачки
3. Модератор од графит
4. Горивни елементи (прачки)
5. Сад под притисок
6. CO₂
7. Ладна вода
8. Циркулациона пумпа за вода
9. Топлински изменувач
10. Пара кон турбина



1. Излез на гас
2. Горивни елементи
3. Модератор од графит
4. Челичен сад
5. Сад под притисок од бетон
6. Влез на гас (CO₂)
7. Циркулациона пумпа за вода
8. Кондензатор
9. Вода
10. Турбина
11. Пара
12. Генератор на пара

Сл. 7.5. Шематски прикази на AGR реактори

7.3.1.3. Високотемпературни реактори ладени со хелиум и модерирани со графит (High Temperature Gas cooled Graphite moderated, HTGR)

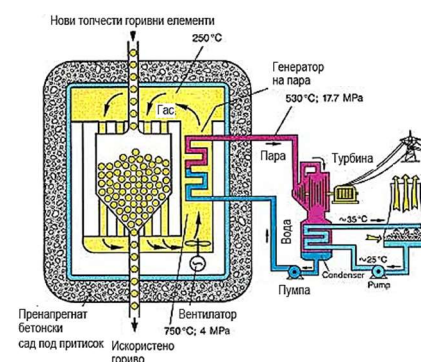
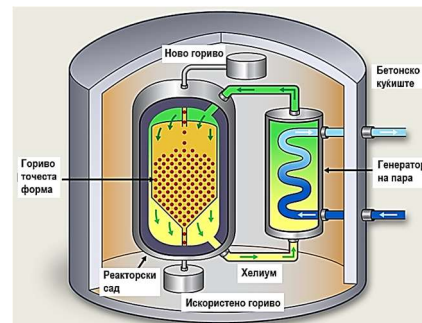
Овој тип на реактори претставува следен чекор во подобрувањето на реакторите ладени со гас. Во овој случај наместо CO_2 се користи хелиум (He) како средство за ладење, кој е поефикасен. За разлика од претходните, овој тип користи високо збогатен ураниум ^{235}U (93 %) помешан со ториум. По апсорпцијата на неутрони, ториумот се претвора во ^{233}U кој е фисибилен. Високите параметри на гасот, се причина за постигнување висока ефикасност и можност од употреба на гасна турбина со директно искористување на гасот од ладилникот. Ова решение има недостаток во тоа што гасот од радиоактивниот ладилник се користи како работен медиум и тоа повлекува поставување на турбината во биолошкиот штит. Сепак, поради високиот коефициент на полезно дејство на процесот, овој тип на реактори претставува перспективна насока во развојот на нуклеарните реактори (сл. 7.6).

Развојот на HTGR реакторите се движел паралелно во неколку држави. Во САД во 1964 година биле пуштени експерименталните реактори UHTREX (Los Alamos) и во Велика Британија Dragon (Winfrith). Првите експериментални нуклеарни центри со HTGR реактори биле пуштени во погон во САД (EGCR, Oak Ridge, 1966; Peach Bottom-1, 1967) и во Германија (AVR Julich, 1966). Потоа во САД централа за демонстрација (Fort St. Vrain, 330 MWe, 1973), индустриска единица со голема моќ (Fulton, 1100 MWe). Во Европа во Германија (Uentrop, 300 MWe, 1980). [32,33,34,35]

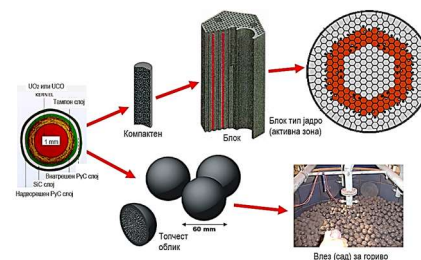
Примената на He е оправдана од гледна точка на пренос на топлината. Но сепак постојат ограничувања на температурата на обвивката на горивните елементи, односно при примена на обвивки од челик е до $850\text{ }^\circ\text{C}$, а при примена на графит до $1000\text{ }^\circ\text{C}$.

Проблемот околу горивните елементи кај овие реактори бил надминат со развој на неконвенционалните топчести горивни елементи. Топчестите горивни елементи се состојат од исполна на карбиди на ураниум со дијаметар од $(0,1 \pm 0,8)\text{ mm}$ покриени со неколку специјални слоеви со дебелина од $0,15\text{ }\mu\text{m}$, измешани со прашок од графит. Овие горивни елементи имаат мала густина на нуклеарното гориво (околу 1 g/cm^3), но може да работат до температури на обвивката од $1000\text{ }^\circ\text{C}$ и на горивото до $1400\text{ }^\circ\text{C}$, со максимално согорување до $17,3\text{ TJ/kg}$.

Топчести горивни елементи кои се развивани само во Германија се графитни топчи со дијаметар 60 mm во кои е поставена цилиндрична пилула од гориво со дијаметар $20,4\text{ mm}$ и висина од $15,8\text{ mm}$. Во другите модификации на горивните елементи се применува шестаголен призматичен



Сл. 7.6. Шематски прикази на HTGR реактор



Сл. 7.7. Различни изведби на горивните елементи и активната зона

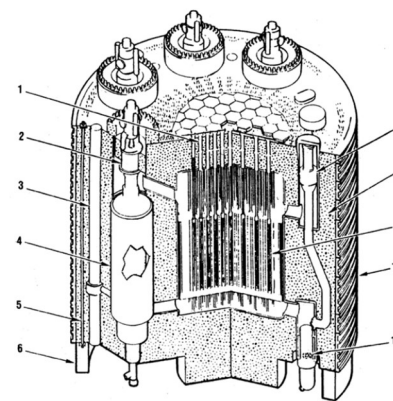
блок од графитен модератор со височина од (800÷1000) mm и минимална широчина од (360÷500) mm. Во еден тип на горивни елементи, развиван во Британија, се поставени цевни горивни елементи со дијаметар (30÷65) mm, а гасот струи во внатрешноста на елементот. Во друг тип на горивни елементи, развиван во САД, се применуваат горивни прачки со дијаметар 12,7 mm, околу кои струи гасот како средство за ладење (сл. 7.7).

Кај ураниумиум-плутониумовиот горивен циклус се користи збогатување на околу 8 % ^{235}U , а кај ториумурановиот горивен циклус се користи високо збогатен ураниум околу 98 % и тоа за првите шаржи се збогатува со изотопот $^{92}\text{^{355}U}$, а подоцна $^{92}\text{^{233}U}$. Средното енергетско оптоварување на горивните елементи е високо и се движи (40÷60) kW/kg.

Активната зона кај овие реактори има форма на вертикален цилиндар или призматичен многуаголник со еквивалентен дијаметар од (3÷8,5) m и висина од (2,3÷6,3) m. Во зависност од моќта на активната зона има од (260÷490) вертикални горивни елементи, поделени по височина на (3÷8) блокови. Количината на гориво кај ториум-ураниумовиот циклус изнесува (220÷1230) kg на $^{92}\text{^{355}U}$, (1,4÷27,6) t на ториум $^{92}\text{^{232}Th}$ и до 1100 t графит. Просечното енергетско оптоварување на активната зона изнесува (6÷8) kW/dm³.

Овие реактори ја задржале досегашната концепција на примена на сад под притисок изработен од преднапрегнат бетон. Првите HTGR реактори работеле на низок притисок на хелиумот од (1÷2,5) MPa. Подоцна индустриските изведби работеле веќе на повисоки параметри (770 °C, 4,8 MPa) и уште повисоки параметри (850 °C, 6 MPa). КПД на овие реактори се движи од (39÷41) %. Највисока топлинска моќ на НТЕЦ постигната со овие реактори е 3000 MW (Fulton, САД).

Во наредните таб. 7.9 и 7.10 се прикажани изведби на HTGR реактори во САД и Германија со приказ на концепцијата на овие реактори (сл. 7.8, 7.9 и 7.10). [32,33,34,35]

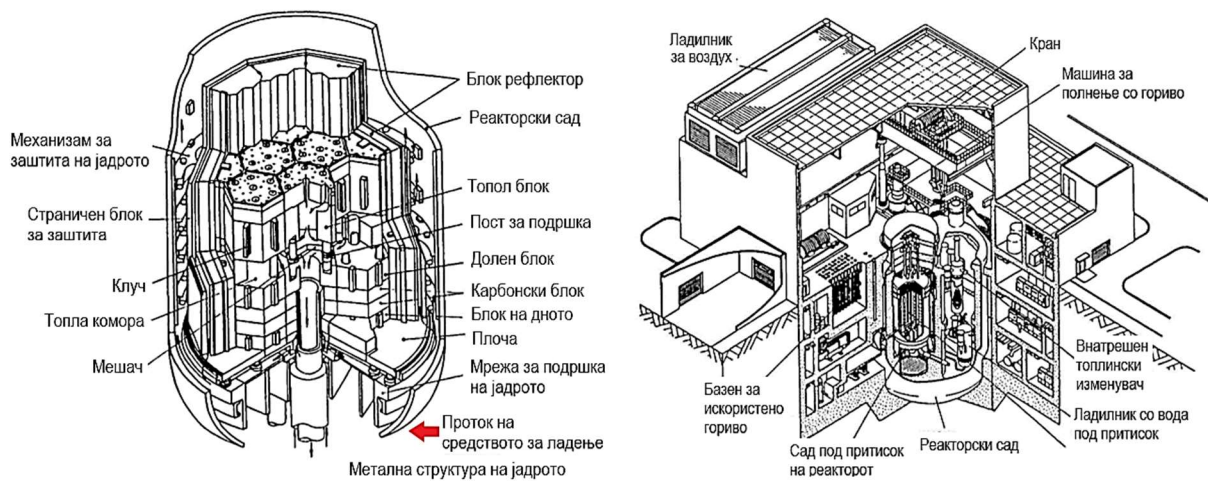


1. Контролни прачки и отвори за влез на гориво
2. Циркулациона пумпа
3. Влез на вода
4. Генератор на пара
5. Линеарен преднапрегнат систем
6. Кукиште
7. Помошна пумпа за циркулација
8. Преднапрегнат бетон
9. Јадро (активна зона)
10. Преднапрегнат заштитен систем
11. Помошен топлински изменувач за ладење на јадрото

Сл. 7.8. Концепција на HTGR реактор изведен во САД

Таб. 7.9. Карактеристики на големи блокови со HTGR реактори во САД:

Големина	Димензија	Peach Bottom	FSV	770 MW	1160 MW	1540 MW
Топлинска моќ	MWt	115	843	2000	3000	4000
Електрична моќ	MWe	40	330	770	1160	1540
Специфична моќ	MW/m ³	8,3	6,3	-8	8,4	-8
Температура	влез	°C	344	406	318	318
	излез	°C	728	785	741	741
Притисок	bar	25	49	50	50	50
Сад под притисок		челик	ПБ	ПБ	ПБ	ПБ
КПД	%	35	39	39	39	39
Гориво		горивни прачки	блок	блок	блок	блок
Состав на гориво		HEU/Th	(U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂	(U/Th)C ₂
Височина	m	2,29	4,75	6,34	6,34	6,34
Широчина	m	2,77	5,97	7,05	8,45	9,88

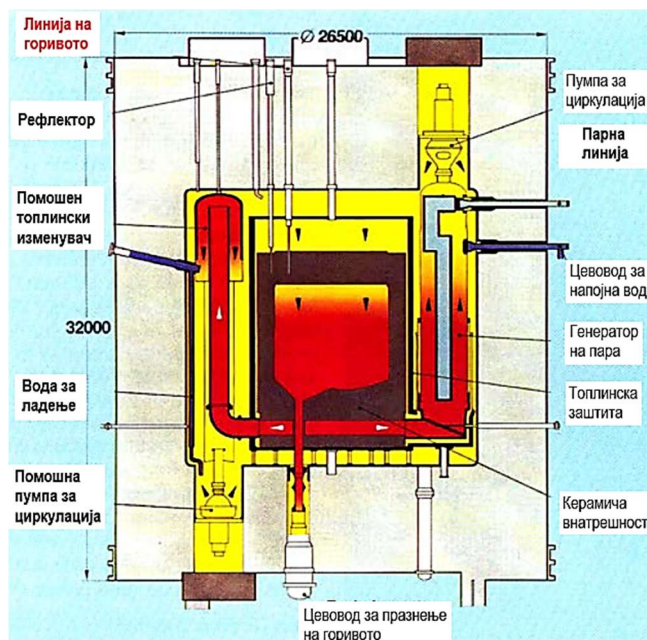


Сл. 7.9. Изглед на HTGR реактор и постројка

Таб. 7.10. Карактеристики на големи блокови со HTGR реактори во Германија:

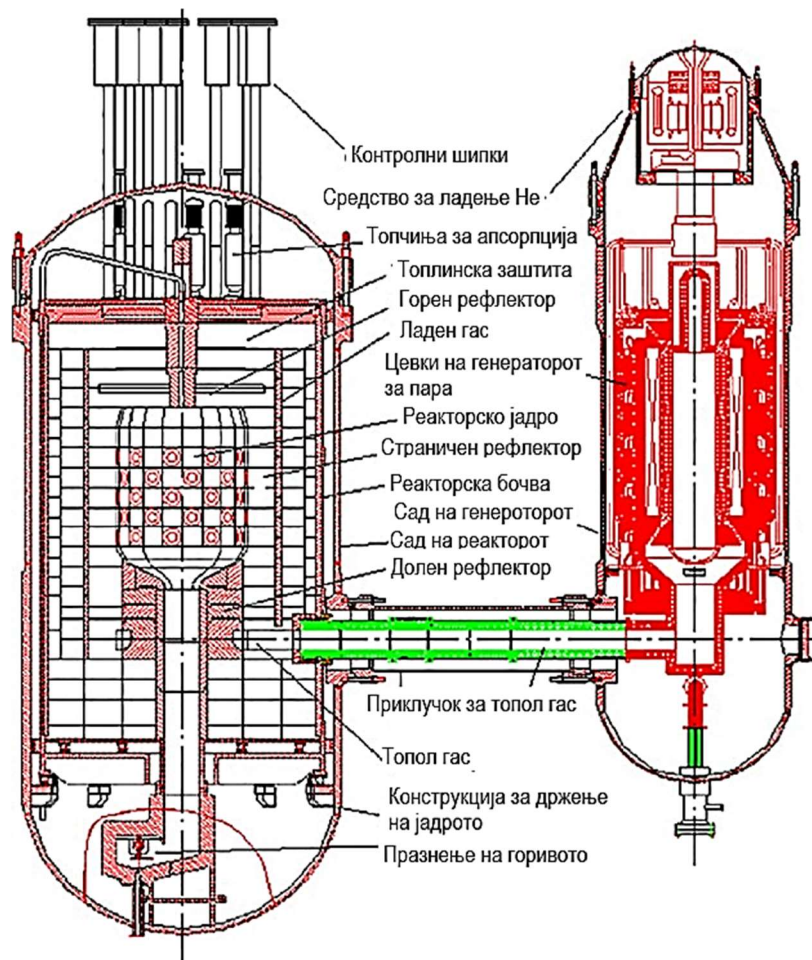
Ознака	Примена	Моќ MW
HTR-1160	EE	700÷1540 (e)
HTR-K	EE	1120 (e)
HHT	CHP	1000÷11240 (e)
HTR-500	CHP	550 (e)
PNP	CHP	3000 (t)
HTR-Modul	CHP	200 (t)
HTR-100	CHP	250 (t)
VGR	CHP	50 (e), 140 (t)
GHR-10	TE	10-20 (t)

Хексагоналан блок
Гочест облик на горивото



Сл. 7.10. Концепција на HTGR реактор изграден во Германија

Многу применувана концепција на HTGR реакторите е модуларната, кај која реакторското јадро се наоѓа во посебен реакторски сад, а во друг сад генераторот на пара. Оваа концепција е многу посигурна од претходно прикажаните (сл. 7.11). [32,33,34,35]



Сл. 7.11. Модуларна концепција на HTGR реакторите

7.3.2. Реактори со вода како средство за ладење

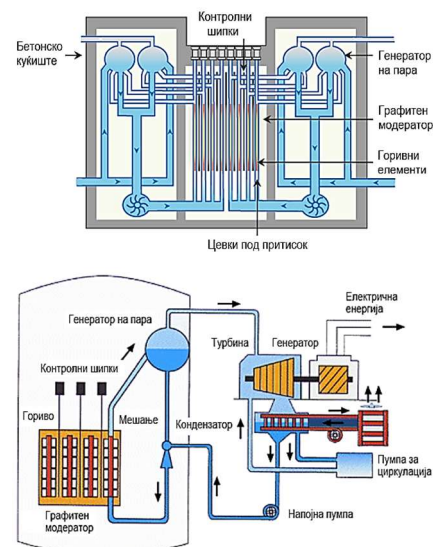
7.3.2.1. Графитни реактори на збогатен ураниум ладени со лесна вода (Light Water cooled Graphite moderated, LWGR)

Развојот на двоенаменски графитни реактори пред сè се одвивал во Русија и САД. За ладење е употребена лесна вода на сметка на збогатување на горивото (Тоицк, Русија, 1958-64; Hanford-N, САД, 1966) (сл. 7.12). [32,33]

За производство на електрична енергија биле приспособени двоенаменските PWGR (Pressurized Light Water cooled Graphite moderated reactor), пример Обминск, АМ-1, Русија, 1954 год. Потоа се појавиле BWGR (Boiling Light Water cooled Graphite moderated reactor) кои работеле на принципот на ладење со врела вода (Белоярск, АМВ-1, 1964 и АМВ-2, 1967, Русија; Индустриска централа Ленинград, РБК-К, 1973). Развојот во тој период во Русија дал придонес и денес да се развиваат LWGR реакторите и се дел од руската енергетика (пуштени се во употреба единици со моќ од 1000÷1500 MW).

Слично како кај сите реактори на збогатен ураниум и кај овие реактори не постојат лимити. Но, каналскиот реактор има голем број конструктивни елементи во активната зона и графитниот реактор работи со висока температура на модераторот. Тоа се недостатоци кои доведуваат кај овие реактори да се применува добро збогатено гориво, што ја влошува економијата на горивото. Како резултат на подолгата миграциона должина на неутроните во графитот, односно поголемиот чекор на горивната мрежа, дозволен е пристап до секој горивен канал поединечно, што доведува до тоа да може да се направи промена на горивото за време на работата на реакторот. Поради високата температура атрактивна е примената на ториум-ураниумовит циклус.

Кај LWGR реакторите најбитни се техничките ограничувања. Доколку се користи како гориво метален со молибден легиран ураниум, постои ограничување во температурата на горивото до 400 °C. Со примена на BWGR реакторите ова ограничување е отстрането со примена на ураниумов оксид како гориво. Друго ограничување е длабочината на согорување на металниот легиран ураниум, дадено преку стабилноста на зрачење 864 GJ/kg. Со примена на ураниумов оксид и ова ограничување е отстрането. Најголемо ограничување е температурата на обвивката на горивните елементи во смисла на процесите на корозија во врела вода, пароводна смеса и прегреана пара. Доколку обвивката се изработува од аустенитен не'рѓосувачки челик, дозволената температура на обвивката изнесува до 360 °C, а кај каналите со прегревање до 530 °C. Ако се примени ниско апсорпционен легиран челик за об-

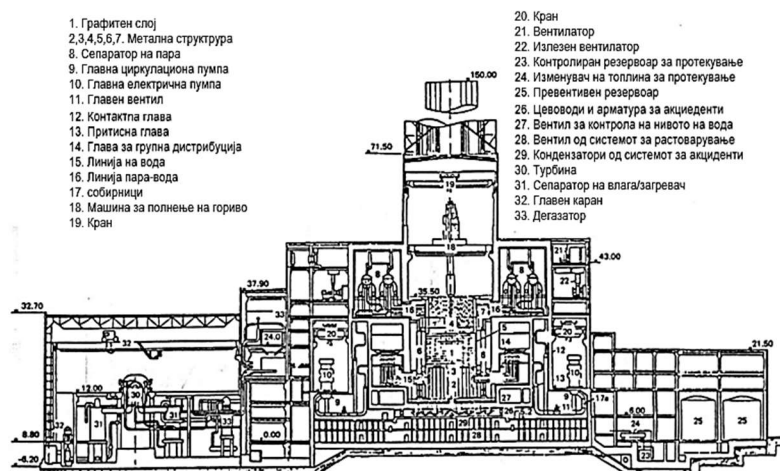


Сл. 7.12. Шематски приказ на LWGR реактор и постројка

вивката, ова температура се движи само до 300 °C. Температурата на модератор се движи до 800 °C и не претставува проблем (сл. 7.13).[32,33]

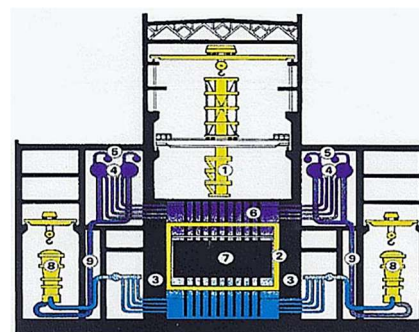
Концепцијата на горивниот канал кај LWGR реакторите често се менувала, сè до реакторите од типот AMB-2 каналот за ладење бил дел од горивниот елемент, а горивото се наоѓало околу овие канали. Од појавата на РБМ-К реакторите горивниот елемент се наоѓа во горивниот канал, односно цевна конструкција. Горивните елементи кај РБМ-К реакторите се горивни прачки со дијаметар од 13,5 mm и должина од 3500 mm, а обвката е со дебелина од 0,9 mm. Горивните елементи формираат горивен елемент составен од повеќе прачки, кои се состојат до 18 горивни елементи и формираат касета со дијаметар околу 80 mm. Средното енергетско оптоварување на BWGR реакторите е (1,2÷6,6) kW/kg.

Активната зона на BWGR реакторите има форма на вертикален цилиндар со дијаметар од (7,2÷9,4) m и височина од (6÷7) m. Горивната мрежа е квадратна со чекор од 200 mm. Во зависност од моќта активната зона се состои од (998÷1693) горивни канали со збогатен ураниум (5,75 %). Графитниот модератор е независно ладен со водород, составен од (400÷800) t графит.



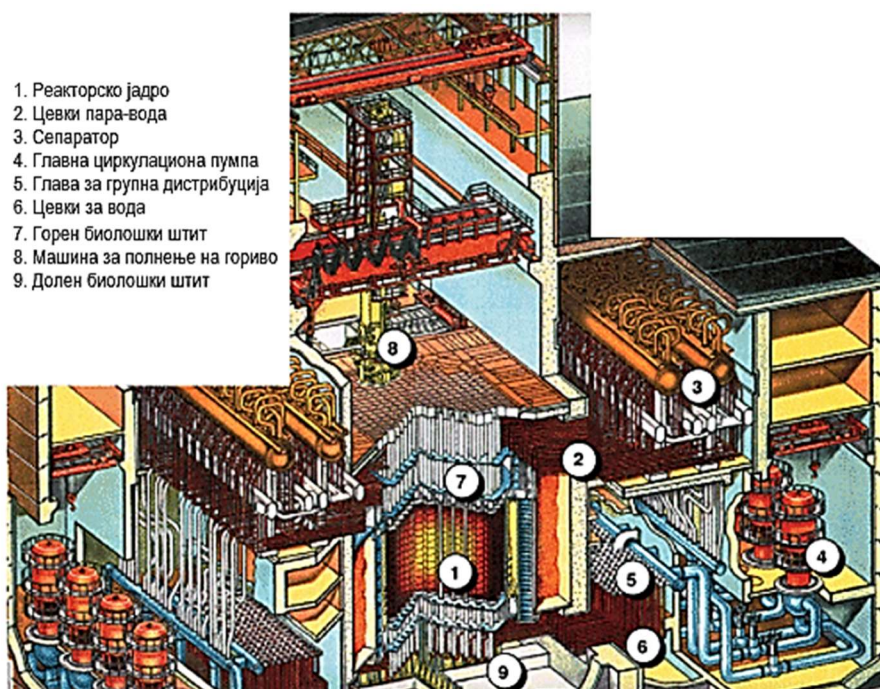
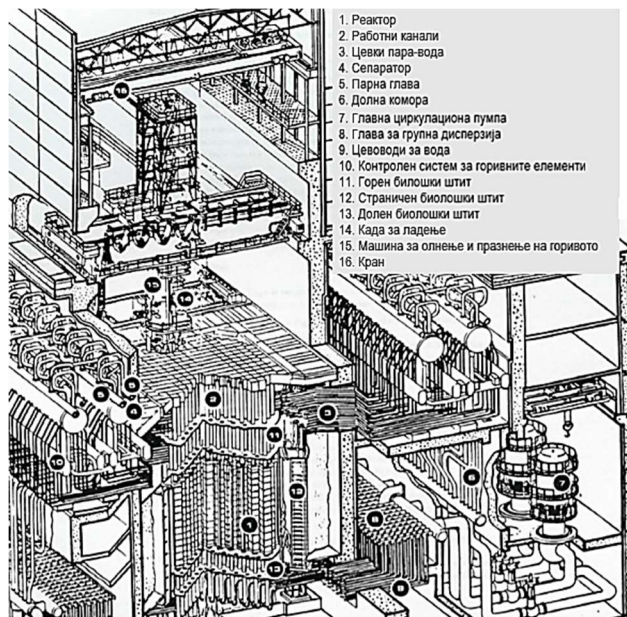
1. Графитен слој
- 2,3,4,5,6,7. Метална структура
8. Сепаратор на пара
9. Главна циркулациона пумпа
10. Главна електрична пумпа
11. Главен вентил
12. Контактна глава
13. Притисна глава
14. Глава за групна дистрибуција
15. Линија на вода
16. Линија пара-вода
17. Собирници
18. Машина за полнење на гориво
19. Кран

20. Кран
21. Вентилатор
22. Излезен вентилатор
23. Контролиран резервоар за протекување
24. Изменувач на топлина за протекување
25. Превентивен резервоар
26. Цевоводи и арматура за акциденти
27. Вентил за контрола на нивото на вода
28. Вентил од системот за растоварување
29. Кондензатори од системот за акциденти
30. Турбина
31. Сепаратор на влага/загревач
32. Главен кран
33. Дегазатор



1. Машина за полнење на гориво
2. Сад на јадрото на реакторот
3. Бетонско кукиште
4. Парен цилиндар
5. Парни глави
6. Горна плоча на реакторот
7. Реакторско јадро
8. Циркулациона пумпа
9. Повратен цевковод за напојна вода

Сл. 7.13. Пресек и упростена шема на BWGR (тип РБМК-1000)



Сл. 7.13. Изглед на реакторската зграда со BWGR (тип РБМК-1000)

7.3.2.2. Реактори со вода под притисок како средство за ладење (Pressurized Water Reactor, PWR)

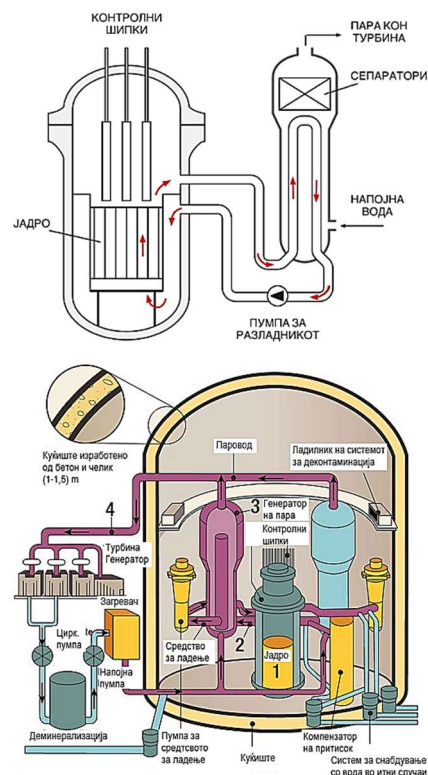
Развојот на PWR се должи на истражувањата за погон на подморници во војната индустрија на САД. Кај него, и како средство за ладење и како модератор се користи обична (лесна) вода. Кај овие реактори не може како гориво да се користи природен ураниум, затоа што лесниот водород има голем пресек на апсорпција. Со примената на збогатен ураниум во потесна смисла се решиле физичките ограничувањата на активната зона (јадрото) на овие реактори. Горивото е во форма на снопови на збогатен UO_2 во форма на прачки со квадратна основа, обложени со легура од циркониум или не'рфосувачки челик. Од сл. 7.14 може да се види дека јадрото на реакторот е поставено во голем челичен сад. Водата за ладење е со притисок од околу 14 MPa и со помош на надворешни циркулациони пумпи се носи во реакторот, каде поминува низ горивните снопови од кои ја одзема топлината и ја предава во топлинските изменувачи (генератори на пара), од каде повторно се враќа во реакторот. Во секундарниот круг (контура) произведената сувозаситена пара во генераторот за пара, под притисок од околу 5 MPa, оди во парната турбина на експанзија. КПД на овие реактори денес се движи до 34 %.

При полнење на реакторот со ново гориво, тој мора да се запре, олади и декомпримира. Полнењето на реакторот е обично еднаш годишно, но тој период може да се зголеми со користење високо збогатен ^{235}U . [36-41]

Челичниот сад на реакторот овозможува изградба на реактори со голема моќ. Обвивката на горивните елементи од циркониум дозволува работна температура до 380 °C. Дозволеният интензитет на преносот на топлината од горивните елементи кај овие реактори се движи до 180 W/cm².

Бројот на горивни елементи постојано се зголемува, а се движи околу 204, а нивниот дијаметар постојано се намалува и се движи околу 10,7 mm. Енеретското оптоварување на горивните елементи се движи од (20÷40) kW/kg. Сите горивни елементи се покриени со легура на циркониум (најчесто Zircalloy-4). Средното збогатување на горивото зависи од обвивката на горивните елементи, а кај обвивки од циркониум изнесува 3 %. Горивните елементи се изработуваат со димензии 214x214 mm. Кај овие реактори горивните елементи се цевки со канали за струење на средството за ладење.

Активната зона (јадрото) е во облик на вертикален цилиндар. Во зависност од моќта има дијаметар од (2÷3,7) m и висина од (1,8÷3,6) m. Мрежата на активната зона е правоаголна со чекор од 215 mm. Бројот на горивни елементи во активната зона се движи од (145÷217). Во зависност од моќта



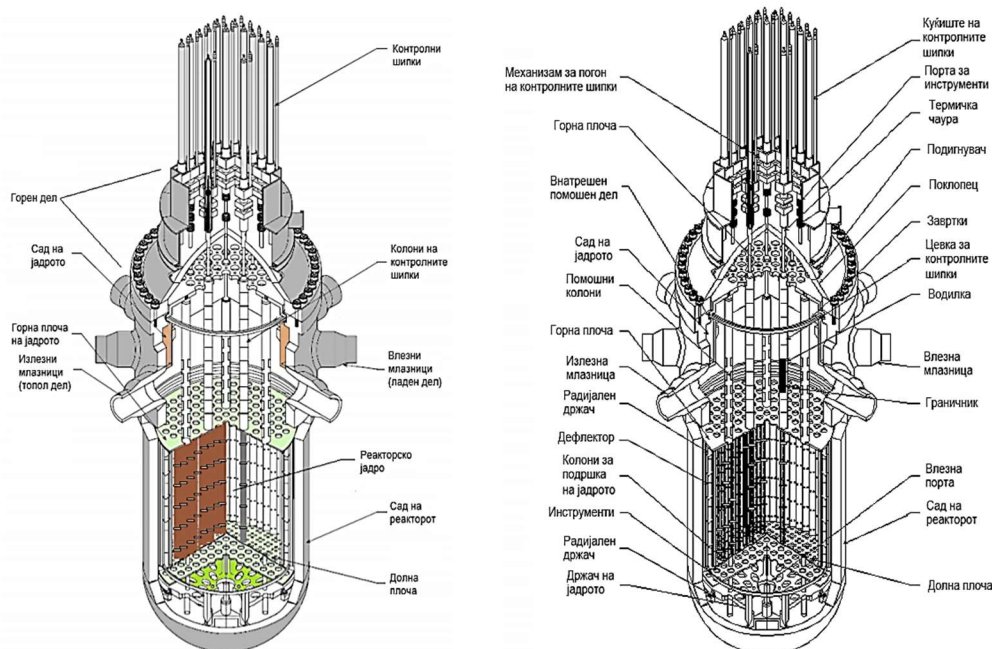
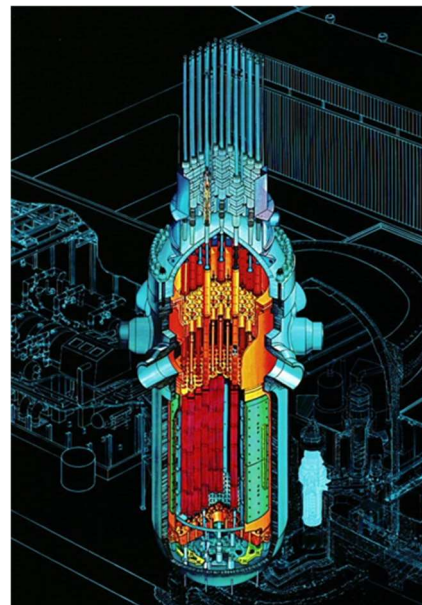
Сл. 7.14. Шематски приказ на реактор со вода под притисок како ладилно средство (PWR) и нуклеарната постројка

на реакторот се зголемува и шаржата со гориво, која се движи од $(16 \div 106)$ t гориво. Енергетското оптоварување на активната зона изнесува $(72 \div 104)$ kW/dm³. Типичното согорување на горивото изнесува 2,8 TJ/kg. Факторот на конверзија се движи од $(0,1 \div 0,7)$, а најчесто кај овие реактори е 0,5.

Кај овие реактори апсорпционите прачки (контролни прачки за регулација) се управуваат од горе со помош на електромоторен или електромагнетен погон.

Димензиите на садот под притисок кај овие реактори постојано се менуваат, а дијаметарот се движи од $(2,7 \div 3,7)$ m и висината е околу 13 m. Параметрите на средството за ладење на излезот од реакторот се движат: температура од $(280 \div 326)$ °C и притисок $(14 \div 16)$ МПа. КПД на реакторот денес се движи до 34 %. Најголема постигната поединечна моќ изнесува 1100 MW.

Овој тип на реактори е најраспространет во светот. Во Козлодуј, соседна Бугарија, има 6 постројки со вакви реактори со инсталирани 3,7 GWe електрична енергија. Исто така, овој тип на реактор е инсталиран во нуклеарната централа Кршко во Словенија, а произведува околу 2,4 GWh електрична енергија. Козлодуј задоволува 44 % од потребите за енергија во Бугарија, а Кршко 25 % од словенските и 20 % од хрватските потреби. [36-41]



Сл. 7.15. Пресек на реактор со вода под притисок како ладилно средство (PWR)

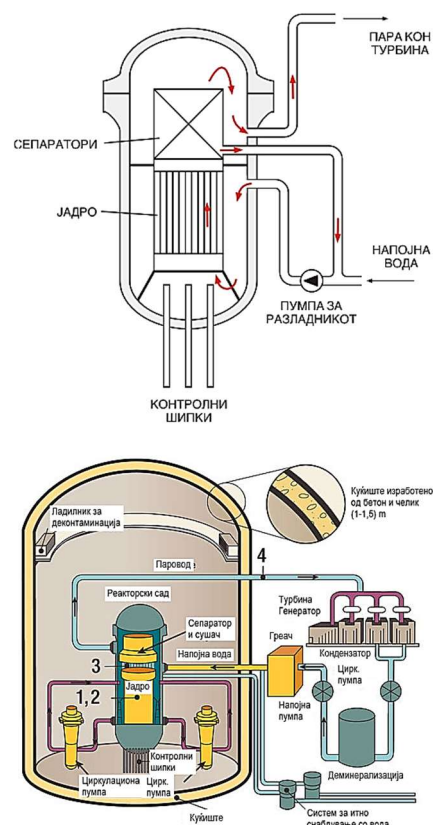
7.3.2.3. Реактори со вода што врие како средството за ладење (Boiling Water Reactor, BWR)

Веднаш по PWR реакторите, во светот најприменувани се BWR реакторите. Тие два типа по многу нешта се слични меѓу себе. Главната разлика ја открива самото име, односно кај BWR реакторите е дозволено вриење на водата за ладење во самиот реактор. На тој начин, водата за ладење се јавува во две фази, а парата од водата се одвојува со центрифугални сепаратори (одвојувачи) и при притисок од приближно 7 MPa се носи кон турбината (сл. 7.16). И кај овој тип на реактори потребно е сместување на турбината внатре во биолошкиот штит, бидејќи парата е радиоактивна. Сепак, по гасењето постројката сама се деконтаминира, па како негативна особина останува само непристапноста до турбинскиот дел за време на работата. Најмногу вакви реактори има во Јапонија, околу 30 (сл. 7.17). Регулацијата, покрај со апсорпционите (контролните) прачки, се изведува со додавање отрови и промена на количината на гориво, како и со промена на рецикулацијата на средството за ладење (специфично за овој тип реактори). [42-47]

Челичниот сад на реакторот овозможува изградба на реактори со голема моќ. Обвивката на горивните елементи од циркониум дозволува работна температура до 380 °C. Дозволеният интензитет на преносот на топлината од горивните елементи кај овие реактори се движи до 135 W/cm².

Бројот на горивни елементи постојано се зголемува и се движи околу 64, а нивниот дијаметар постојано се намалува и се движи околу 12,5 mm. Енергетското оптоварување на горивните елементи се движи од (10÷28) kW/kg. Сите горивни елементи се покриени со легура на циркониум (најчесто Zircalloy-2). Средното збогатување на горивото зависи од обвивката на горивните елементи, а кај обвивки од циркониум изнесува 2,5%. Горивните елементи се изработуваат со димензии 138x138 mm. Кај овие реактори горивните елементи се цевки со правоаголни канали за струење на средството за ладење.

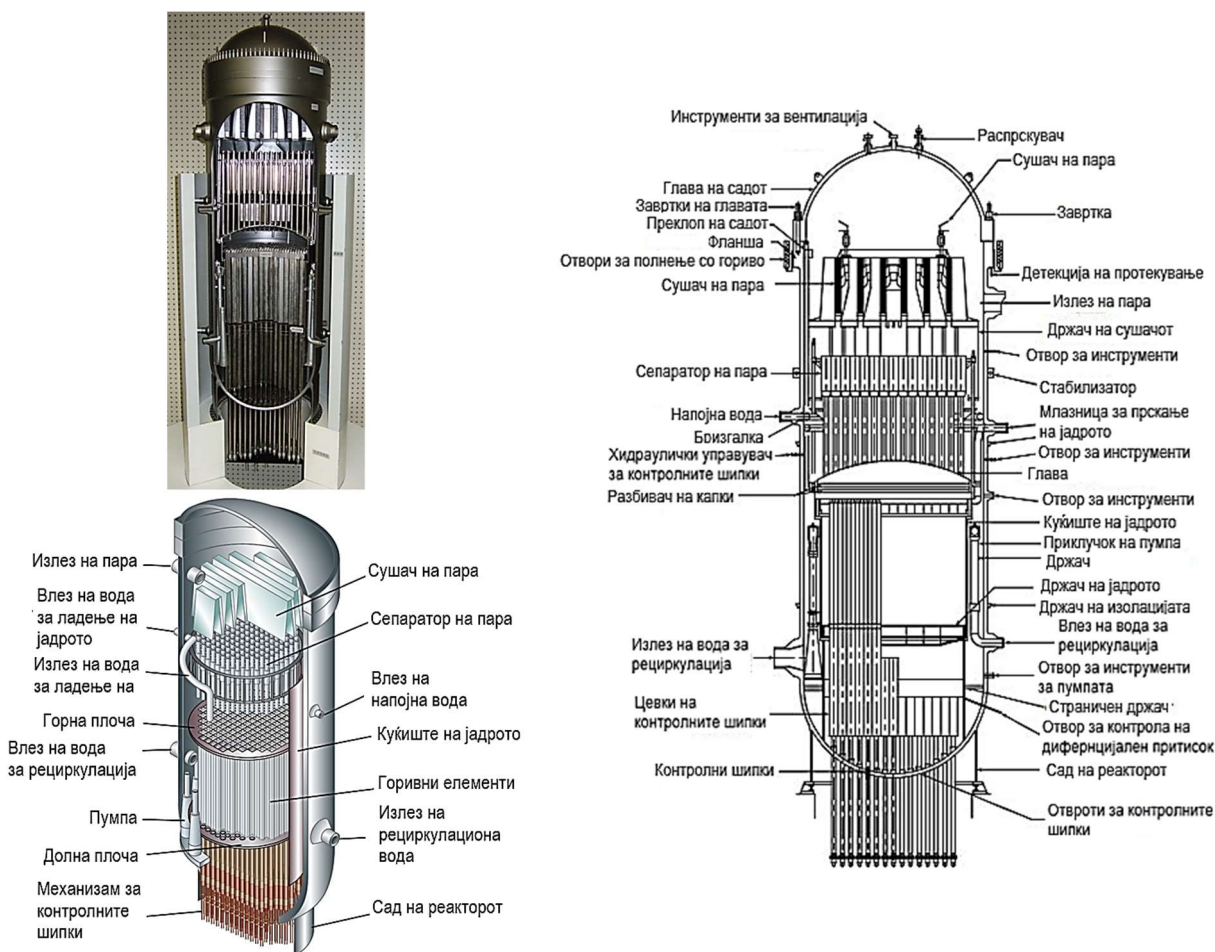
Активната зона (јадрото) е во облик на вертикален цилиндар. Во зависност од моќта има дијаметар од (3,3÷4,8) m и висина од (2,7÷3,66) m. Мрежата на активната зона е правоаголна со чекор од 152 mm. Бројот на горивни елементи во активната зона се движи од (488÷764). Во зависност од моќта на реакторот се зголемува и шаржата со гориво, која се движи од (58÷148) t гориво. Енергетското оптоварување на активната зона изнесува (31÷51) kW/dm³. Типичното согорување на горивото изнесува 2,3 TJ/kg. Факторот на конверзија се движи од (0,1÷0,7), а најчесто кај овие реактори е 0,6.



Сл. 7.16. Шематски приказ на реактор со дозволено вриење на средството за ладење BWR и нуклеарната постројка

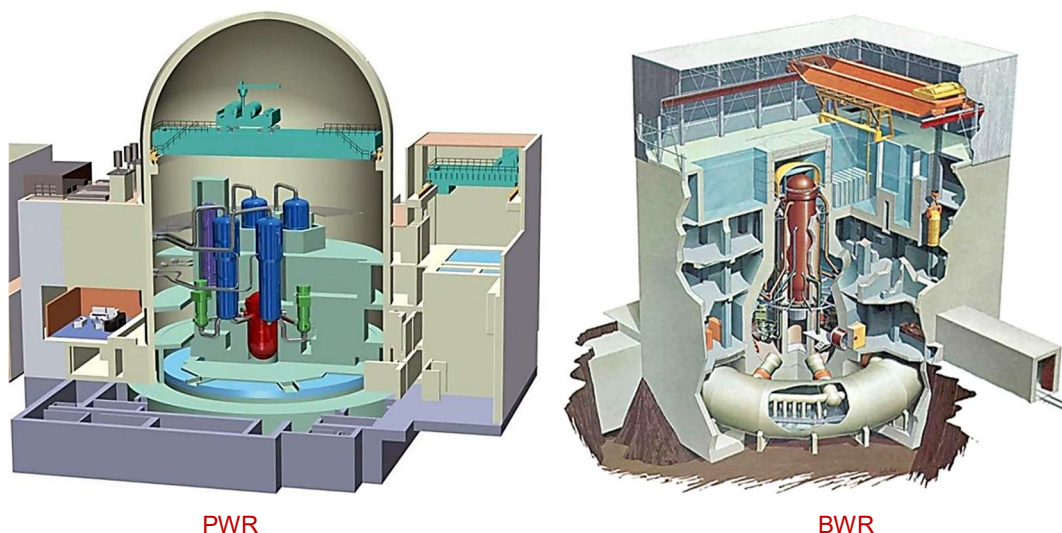
Кај овие реактори апсорпционите прачки (контролни прачки за регулација) се управуваат од долу со помош на хидрауличен погон. [42-47]

Димензиите на садот под притисок кај овие реактори постојано се менуваат, а дијаметарот се движи од (5±6,4) m и висината е околу 22 m. Параметрите на средството за ладење на излезот од реакторот се движат: температура од 285 °C и притисок 7,13 MPa. КПД на реакторот денес се движи до 34 %. Најголема постигната единечна електрична моќ изнесува 1100 MW.



Сл. 7.17. Пресек и изглед на реактор со дозволено вриење на средство за ладење (BWR)

На сл. 7.18 е прикажано поставувањето на PWR и BWR реакторите во биолошка заштита (бетонско и челично куќиште).



Сл. 7.18. Поставеност на PWR и BWR реакторите во биолошка заштита

7.3.2.4. Реактори модерирани со тешка вода (Heavy Water moderated, HWR)

Благодарение на одличните физички својства на тешката вода, реакторите модерирани со тешка вода (HWR) се појавиле многу рано. Тешководните мрежи се одликуваат со ниска апсорпција на неутроните, дозволуваат високо изгорување на нуклеарното гориво и на куса миграциска должина на неутроните овозможуваат релативно компактно формирање на активната зона (јадрото). [54,55,56]

HWR реакторите денес работат на природен ураниум, иако се покажало дека подобро гориво е збогатен ураниум. Но, потоа се појавиле други размислувања, односно задржување на збогатен ураниум како гориво без примена на тешководен модератор.

Развојот на овие реактори се одвивал во две групи. Во првата група спаѓаат реактори со сад под притисок, односно Pressurized Heavy Water moderated and cooled (PHWR) (Agesta, Шведска, 1963, и Atucha, Аргентина, 1974, 1100 MW) и Boiling Heavy Water moderated and cooled (BHWR) (Halden, Норвешка, 1959). Во втората група спаѓаат PHWR реактори со канали под притисок кои ги развивале Канада и Индија (Rolphton, Канада, 1962, и Bruce, Канада, 1976, Candu PHWR, 4x2515 MW).

Заради постигнување висока економија на неутроните, модераторот мора да е што поладен. Затоа овие реактори мора во активната зона да имаат канали кои го одделуваат ладниот модератор од топлото средство за ладење.

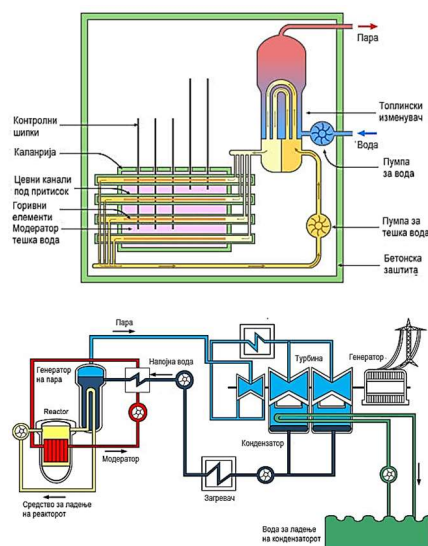
Садот под притисок мора да биде со вертикална положба на горивните елементи и не е можна противструјна размена на топлината. Примена на каналите под притисок не дозволува зголемување на масата на горивните елементи, туку само го зголемува бројот на горивни елементи при иста моќ на реакторот.

Доколку кај овие реактори треба да се постигне високо согорување на природниот ураниум од $(690\div 890)$ GJ/kg потребен е правилен избор на материјалот за обвивката на горивните елементи. Материјали кои би можеле да се користат се алуминиум, циркониум и нивни легури. Енергетското оптоварување не треба да биде високо, односно до 20 kW/kg. Промената на гориво мора да се изведува континуирано и при максимална моќ на реакторот. [54,55,56]

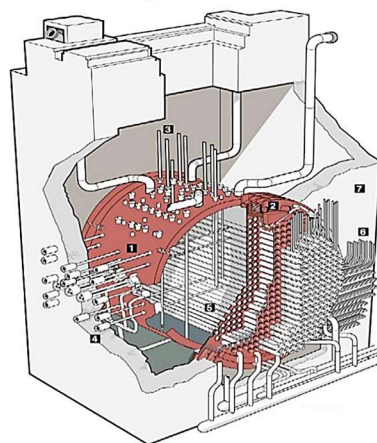
Најбитно ограничување кај тешководните реактори е дозволената температура на загревање на обвивката на горивните елементи. Кај PHWR реакторите со обвивки од циркониум оваа температура се движи до 320 °C. Кај реакторите со сад под притисок моќта се движи до 2500 MW при притисок од 12 MPa, а кај реакторите со канали под притисок нема ограничување на моќта (пример 4000 MW). Од сигурносна гледна точка од овие реактори се бара низок коефициент на зрачење, што е недостаток кај BHWР реакторите (сл. 7.19).

Горивните елементи кај PHWR реакторите работат со природен ураниумов оксид. Тие се горивни прачки здружени во надолжни касети. Можат да бидат во вертикална и хоризонтална положба. Вертикалните се состојат од централна носива прачка од циркониум и од реакторот се вадат со целата должина. Хоризонталните немаат носива прачка и се поделени на покуси делови од 500 mm. Прачките имаат дијаметар од $(11\div 15)$ mm. Ако се изработени како цевки од Zircalloy-4 имаат дебелина од $(0,4\div 0,6)$ mm. Во еден горивен сегмент има $(19\div 37)$ горивни елементи. Оптоварувањето на горивото кај канадските реактори е $(6\div 20)$ kW/kg, а германските до 27 kW/kg.

Активната зона претставува хоризонтален или вертикален цилиндар со дијаметар од $(3,1\div 7,1)$ m и должина/висина од $(3,7\div 6)$ m. Горивната мрежа кај канадските реактори е правоаголна со чекор од $(229\div 286)$ mm, а кај германските триаголна со чекор 272 mm. Бројот на горивни канали зависи од моќта на реакторот и се движи од $(132\div 180)$, при што хоризонталните канали се пополнети со $(9\div 12)$ блоксовски горивни елементи. Шаржата на гориво во зависност од моќта се движи од $(14\div 114)$ t, а количината на тешка вода во круговите за модерација и ладење е минимум 0,22 kg/kWt. Енергетското оптоварување кај канадските е $(2,6\div 10,9)$ kW/dm³, а кај германските до 12,9 kW/dm³. Согорувањето кај канадските реактори е до 830 GJ/kg, а кај германските 600 GJ/kg.



Сл. 7.19. Шематски приказ на PHWR реактор и нуклеарна постројка



1. Каландрија; 2. Каландрија и заштита; 3. Контролни прачки; 4. Инјекција на отров; 5. Горивни канали; 6. Цевки за гориво; 7. Свод

Сл. 7.20. Изглед на садот од активната зона (каландрија)

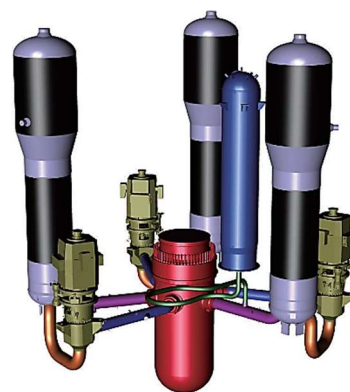
Реакторите со канали под притисок имаат сад за активната зона (calandria), односно нископритисен хоризонтален цилиндар, најчесто изработен од аустенитен не'ргосувачки челик (во некои случаи од легура на алуминиум). Во тој сад се поставени хоризонтални цевни горивни елементи (сл. 7.20)

Параметрите на средството за ладење на излезот од реакторот изнесуваат околу 300 °C и 8,9 MPa (кај канадските) и 11,5 MPa (кај германските).

7.3.2.5. CANDU реактор (Canadian Deuterium Uranium)

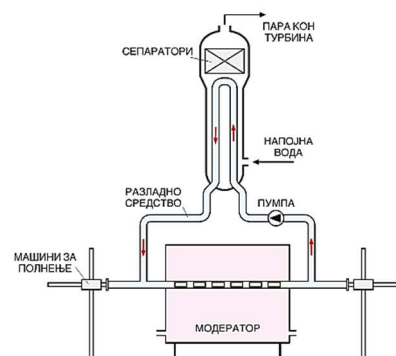
Реакторите CANDU претставуваат реактори кои користат тешка вода како модератор и природен ураниум како гориво. Како средство за ладење можат да се употребат неколку различни материји. Овој тип на реактори е развиен во Канада, која е една од водечките земји во областа на нуклеарната енергетика. [54,55,56]

Реакторот е составен од сноп канали во кои се става горивото, низ кои под висок притисок се внесува средството за ладење. Горивото се поставува во горивни стапови (каналы) од циркониумска легура (Zircalloy), составена од најголем дел на циркониум и помал дел на олово, хром, никел и други подобрувачки компоненти. Како модератор се користи тешка вода. Средството за ладење ја одзема топлината од реакторот и ја предава во генераторите на пара. Реакторот CANDU се карактеризира со висок однос на произведена енергија за потрошен килограм на гориво, а една од неговите најголеми предности е промената на потрошеното гориво со ново гориво, без да се запре работата на постројката. Постојат повеќе видови и изведби на овие реактори, во однос на видот на средството за ладење, прикажани во наредниот текст.



7.3.2.5.1. CANDU реактор ладен со тешка вода под притисок (Pressurized Heavy Water cooled Reactor, PHWR)

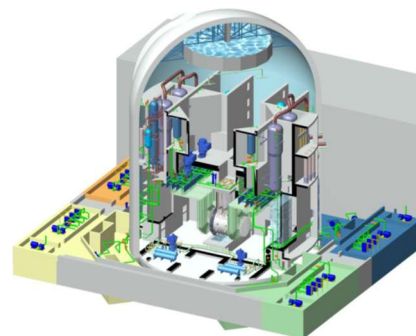
Оваа изведба користи хоризонтално поставен реактор, гледано во однос на поставеноста на горивните канали (сл. 7.21). Кај реакторот CANDU 6, средството за ладење (тешка вода) со пумпа се доведува до горивните канали под притисок од околу 10 MPa и температура од околу 250 °C. Откако средството за ладење ќе ја одземе топлината од реакторот, неговата температура на влезот во изменувачот (генераторот на пара) изнесува над 300 °C, а по предавањето на топлината се намалува на 250 °C. Во изменувачот се произведува пара со параметри 260 °C и 5 MPa со кои влегува во парната турбина, а напојната вода во генераторот на пара влегува со температура од 175 °C (сл. 7.22). [54,55,56]



Сл. 7.21. Шематски приказ на реактор CANDU

7.3.2.5.2. Реактор CANDU ладен со обична вода со дозволено вриење (Boiling Light Water Reactor, BLWR)

Целата конструкција во основа е иста со онаа на претходно опишаниот BWR реактор. Како средство за ладење се користи обична вода. Се работи за директен циклус, што значи во парната турбина влегува радиоактивна пара, а тоа наметнува сместување на турбинскиот дел внатре во биолошкиот штит. Водата минува низ горивните канали каде што е сместено горивото и одзема топлина од него. Дел од неа (околу 18 %) испарува, а потоа фазно се одвојува парниот од течниот дел во сепаратор за фазно одвојување. Одвоената пара се води кон турбината, на истиот начин како и кај останатите решенија.



Сл. 7.22. Поставеност на Candu PHWR реактор во биолошка заштита

7.3.2.5.3. Реактор CANDU со органски флуид како средство за ладење (Organic fluid Cooled Reactor, OCR)

Овој концепт се заснова на органски флуид како средство за ладење, во типична PHWR конструкција. Во Канада постои еден таков експериментален реактор (WR-1-CANDU-OC experimental reactor), независна одвоена конструкција без инсталирана турбина, а произведената топлинска енергија се предава на околината (сл. 7.23).

Во светот постојат повеќе комерцијални нуклеарни постројки кои користат CANDU. Покрај Канада, каде што има вкупно 22 реактори со вкупна моќност од на 16 GW, има 1 во Аргентина (650 MW), 1 во функција и 2 во план во Романија (2,1 GW), 4 во Јужна Кореја (2,8 GW), 2 во Кина (1,5 GW), 2 во Индија (440 MW), и 1 во Пакистан (125 MW).

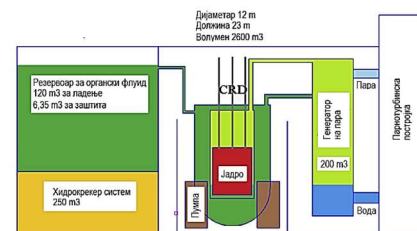
7.3.2.5.4. Споредба помеѓу CANDU и другите типови реактори

Најпрво, добро е да се направи споредба помеѓу трите Candu конструктивни решенија. Од нив, PHWR реакторот се наметнува пред BLWR како поприфатлив поради одвоеноста на ладилниот тракт со парниот, а OCR е сè уште во експериментална фаза. Затоа концептот со тешка вода како средство за ладење ќе биде употребен како претставник за споредба. Главни конкуренти на реакторите CANDU се ладени со обична

лесна вода (PWR и BWR), а во иднина и во постојан развој брзите оплодувачки реактори ладени со течен метал.



WR-1-CANDU-OC



Сл. 7.23. Принципиелна шема на Candu OCR реактор

Candu PHWR реакторот е покомпактен, во однос на оние кои користат лесна вода, што ги намалува инвестиционите вложувања. Покрај тоа, ретки се земјите кои имаат производни капацитети за изградба на огромен лесноводен реактор. Ако се гледа од перспектива на цената на горивото, Candu е далеку подобар избор од другите. Тој тип на реактор користи природен, непрочистен ураниум како гориво, што го прави атрактивен за земји во развој, кои не можат да одвојат средства за изградба на скапи постројки за пречистување на горивото. За разлика од примарните производни трошоци, постојат и секундарни трошоци за збогатување на ураниумот. Користењето на збогатен ураниум бара поголеми сигурносни мерки, а веројатноста од губење на фисибилноста пред да „согори“ е поголема и во тој случај како недоискористен мора да се замени со нов.

Од друга страна, кај Candu PHWR реакторите постојат инвестициони трошоци за изградба на хемиски постројки за производство на D_2O (тешка вода) и трошоци при нејзиното пречистување. Овој тип на реактор бара висока чистота на тешката вода (над 99,75 %), во големи количини за исполнување на реакторот. Треба да се нагласи дека, кај сите типови реактори постојат варијации во трошоците кои потекнуваат од менаџирањето на постројката. Исто како и кај сите организации, правилното водење на нуклеарната постројка може да донесе огромни заштеди. Од техничка гледна точка, тоа главно се однесува на решавањето на проблемот со радиоактивниот отпад и можноста од понатамошна употреба на искористените материјали. Кај Candu PHWR, економичноста на постројката се зголемува, затоа што истечената количина на тешка вода не се смета за расход, туку таа може да се искористи (препродаде) за други цели, особено поради тоа што содржи одреден процент на тритиум, создаден при апсорпцијата на неутрони. Тритиумот (Т или 3H) е радиоактивен изотоп на водородот, кој се употребува како додаток на фосфорот при изработка на светлечки површини. Тој претставува одлична замена за канцерогениот радиум.

Дизајнот на реакторите Candu овозможува континуирано менување на искористеното гориво со ново, без запирање на работата на реакторот. Постојката која користи такви реактори има голема предност при експлоатација. Покрај тоа, модераторот и средството за ладење имаат релативно ниска температура и притисок, што е многу поволно при евентуална хаварија и можност од појава на експлозија. Затоа и контролната опрема е помалку комплексна од онаа кај другите типови на реактори. Ниските параметри значат и подолг работен век на реакторот. Голема предност е лесната замена на горивото, што може да се направи без запирање на реакторот.

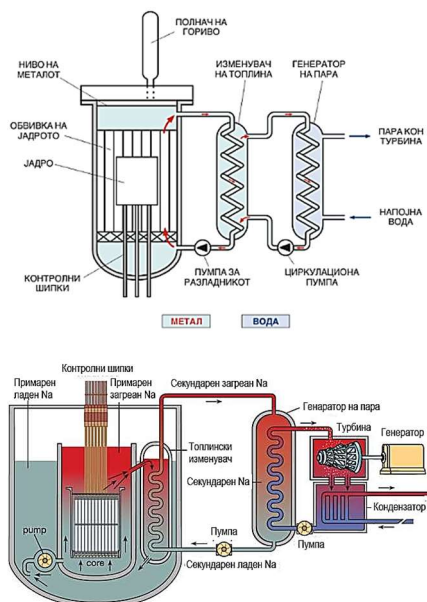
При евентуално исцрпување на резервите на ураниум, Candu може да работи и со природен торium. Покрај тоа, при работа со помала ефикасност, може да „согори“ и нуклеарен материјал користен кај атомските оружја, како на пример плутониумот. Наместо, плутониумот да се користи за производство на оружје, подобро е да се користи за мирнодопски цели.

Геометријата на реакторот кај реакторите Candu е од особено значење за одржувањето на верижната реакција. При евентуално топење и деформирање на неговите делови, се исклучуваат условите за самоодржувачка верижна реакција и се запира работата на реакторот, со што се спречува хаварија на постројката. [54,55,56]

7.3.3. Брзи оплодувачки реактори со течен метал како средство за ладење (Liquid Metal cooled Fast Breeder Reactor, LMFBR)

Сите претходно опишани комерцијални типови на реактори се од термички тип, односно процесот на фисијата на горивото се иницира и одржува со бавни неутрони. Како што е претходно кажано постојат и реактори кои користат брзи неутрони. Кај нив се користат високо збогатени горива како што се ураниум-235 и плутоним-239. При едно распаѓање, во овие реактори се произведуваат најмалку два неутрони, од кои еден се користи за следното распаѓање во веригата, а еден може да биде апсорбиран од страна на ^{238}U , произведувајќи фисибилен ^{239}Pu . Тоа значи, дека може да се произведува фисибилен материјал за гориво со иста брзина со којашто се троши. Тоа всушност е оплодување на горивото или “Breeding”. Бидејќи се произведуваат повеќе од два неутрони при едно распаѓање, се произведува дури и повеќе гориво отколку што се троши. Реакторите коишто работат на овој принцип, во последно време привлекуваат голем интерес и се атрактивни за инвестирање. Тие нудат еден одличен концепт во поглед на искористување на горивото. Од природниот ураниум само 1 % е фисибилен, но останатите 99 % можат да станат фисибилни ако се конвертираат во ^{239}Pu во самиот реактор, на претходно опишаниот начин. [51,53,54,56]

На сл. 7.24 е даден шематски приказ на LMFBR реактор. Јадрото на реакторот се состои од компактно спакуван сноп од прачки, изработени од високо збогатен ураниумов (^{235}U) или плутонов (^{239}Pu) оксид, обложени со метал отпорен на високи температури. Околу јадрото се поставуваат прачки од плутониумов оксид, кој го апсорбира вишокот неутрони произведени во јадрото. Јадрото и обвивката се ладат со течен натриум, а одземената топлина се предава во примарните

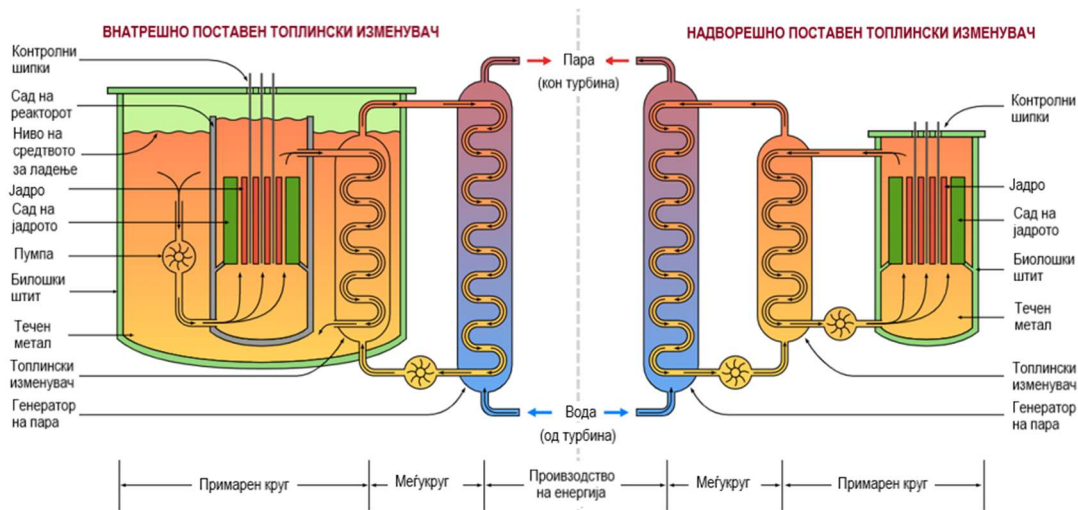


Сл. 7.24. Шематски приказ на брз реактор со течен метал како средство за ладење (LMFBR) и постројка со натриум

топлински изменувачи. Овие изменувачи користат исто така течен натриум како средство за ладење, кој топлината ја предава во секундарните изменувачи, на водата. Целта од инсталирање на дополнителна натриумова контура е да обезбеди комплетна изолација на водниот тракт кој минува низ турбината и може да ја контаминира околината, но и спречува евентуално онечистување на течниот натриум со вода. И покрај постоењето на „меѓуконтура“, оперативната температура на реакторот е доволно висока за да се добијат одлични параметри на парата на влезот во парната турбина (16,5 МПа, 540 °C). [51,53,54,56]

Постојат две различни концепции на изведба на LMFBR. Кај првата, топлинскиот изменувач е сместен во биолошката заштита на реакторот, додека кај втората тој е сместен надвор од биолошката заштита на реакторот (сл. 7.25).

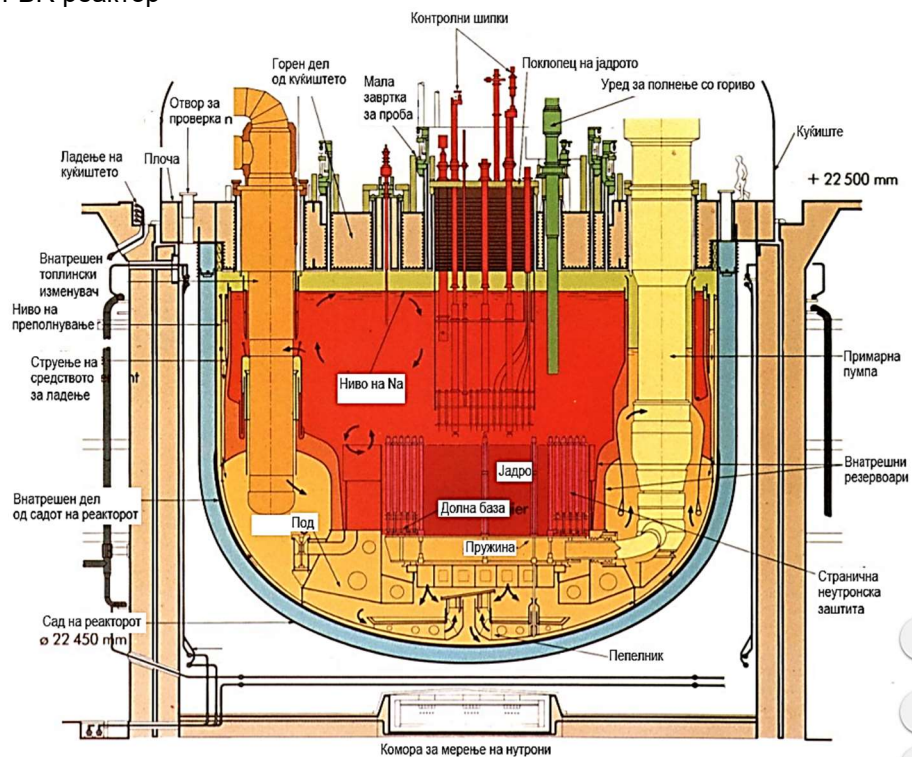
И во двата случаи покрај примарниот круг на течниот метал како средство за ладење на јадрото, постои и меѓукруг (контура), каде течниот метал ја предава топлината добиена во топлинскиот изменувач кон водата во генераторот на пара.



Сл. 7.25. Различни изведби на LMFBR реакторите

На развојот на брзите реактори највеќе се работело во Велика Британија, САД, Јапонија и Индија, а во моментот во неколку истражувачки центри, главно во САД, Велика Британија и Индија, вршат дополнителни истражувања на овој тип на реактори. Изградбата на LMFBR реакторите бара големи техно-економски капацитети, но со одличните работни перформанси тие се наметнуваат како иднина на физионата нуклеарна енергетика. [51,53,54,56]

На сл. 7.26 е прикажан подетален пресек на експериментален LMFBR реактор



Сл. 7.26. Пресек на LMFBR

Таб. 7.11. Веројатност за фисија на термички (термални) и брзи неутрони:

Изотоп	Пресек за термичка фисија barn	Термичка фисија %	Пресек за брза фисија barn	Брза фисија %
Th-232	-	1 (нефисибилен)	0.350	3 (нефисибилен)
U-232	76.66	59	2.370	95
U-233	531.2	89	2.450	93
U-235	584.4	81	2.056	80
U-238	$11.77 \cdot 10^{-3}$	1 (нефисибилен)	1.136	11
Np-237	0.02249	3 (нефисибилен)	2.247	27
Pu-238	17.89	7	2.721	70
Pu-239	747.4	63	2.338	85
Pu-240	58.77	1 (нефисибилен)	2.253	55
Pu-241	1012	75	2.298	87
Pu-242	0.002557	1 (нефисибилен)	2.027	53
Am-241	600.4	1 (нефисибилен)	$0.2299 \cdot 10^{-3}$	21
Am-242m	6409	75	2.550	94
Am-243	0.1161	1 (нефисибилен)	2.140	23
Cm-242	5.064	1 (нефисибилен)	2.907	10
Cm-243	617.4	78	2.500	94
Cm-244	1.037	4 (нефисибилен)	$0.08255 \cdot 10^{-3}$	33

Од физичка гледна точка кај брзата активна зона може да се уочат неколку основни ограничувања. За постигнување на критичност мора да се примени значително збогатено гориво (за ^{238}U минимално 8 %, за ^{239}Pu минимално 6 %), затоа што ефективниот пресек при фисија во споредба со термичката зона значително се намалува, за околу 400 пати. За задржување на спектарот на фисионите неутрони, активната зона не смее да содржи јадра кои значително ги забавуваат неутроните. Кусото време на живот на брзите неутрони ($10^{-7}\div 10^{-8}$ s) во однос на термичките неутрони ($10^{-3}\div 10^{-4}$ s), предизвикува несакана состојба на наткритичност кај моменталните неутрони и тешко може да се регулира со постоечките системи за регулација. Растопувањето и последователното стврднување на брзите активни зони може да предизвика појава на секундарна критична состојба (кај термичките зони за постигнување критична состојба побарува постоење на модератор).

Брзите активни зони се и технички ограничени. За намалување на потребните средства за нивна изработка мора овие зони да се прават компактни со високо енергетско оптоварување. При прекин на циркулацијата на средството за ладење, мора да се користи дополнително ладење на друг начин, најдобро со природна конвекција (затоа предност имаат течните метали). Обвивката на горивните елементи мора да биде компатибилна со средството за ладење и горивото, мора да има висока издржливост на механички напрегања, да е отпорна на големо радијално оштетување поради зрачење (10^{23} cm⁻²) и висока отпорност на дејство на корозија и ерозија ($2\cdot 10^4$ h). Од друга страна, потребно е да имаат висок коефициент на множење на целиот горивен циклус и фисионите материјали да се со достапна цена. Затоа, нуклеарното гориво мора да има висок степен на согорување (10 %). Друг технички проблем е значителното оштетување на течните метали при озрачување. Од друга страна, примената на Na дозволува изведба на циркулационен круг без притисок (за разлика од инертните гасови). [51,53,54,56]

Активните зони на брзите реактори се компактни, немаат модератор и горивните елементи може да се поставени блиску еден до друг. Најчесто имаат облик на вертикален цилиндар со дијаметар од (0,4÷1,5) m и висина (0,4÷1,0) m. Чекорот на горивната мрежа се движи од (50÷150) mm. Бројот на горивни елементи во активната зона се движи од (80÷200), а во радијалната зона за репродукција од (100÷500). Во зоната се поставуваат (200÷1200) kg ^{235}U и околу 80 % од оваа количина се додава ^{239}Pu . Во зоната на репродукција дополнително се поставуваат уште и 10-тици t на природен или обогатен ураниум (керамички или метален). Енергетското оптоварување на актив-

ните зони кај овие реактори е екстремно $(360\div 480)$ kW/dm³, а максималното согорување на горивните елементи достигнува до 8,6 TJ/kg.

Горивните елементи се формирани од повеќе горивни прачки во триаголна микромрежа. Во активната зона горивните елементи имаат дијаметар $(4\div 6)$ mm, а во зоната на репродукција до 10 mm. Како гориво се користат оксиди на ураниум или плутониум, а обвивката се изработува од аустенитни не'рјосувачки челици. Енергетското оптоварување на горивото е исто така екстремно од $(300\div 850)$ kW/kg за ²³⁵U.

Температурата на излезот на Na (средство за ладење) се движи од $(530\div 560)$ °C при притисок понекогаш повисок од атмосферскиот.

Овие реактори постигнуваат КПД околу 42 %.

7.4. Постапка при избор на енергетските нуклеарни реактори

Изборот на нуклеарните енергетски реактори е комплексен проблем и не зависи само од излезните параметри. Изборот на реактор го прави компактен тим од искусни стручни лица, кои добро ја познаваат состојбата во светот, односно техничкиот и технолошкиот развој на реакторите. [15]

7.4.1. Избор на концепцијата на нуклеарните реактори

Од претходниот текст може да се види дека постојат голем број на различни типови на реактори. Од тој број треба да се исфрлат типовите на реактори кои од физичка гледна точка не е можно да бидат имплементирани или изградени и во тој случај, бројот на типови е сепак голем. Иако, на прв поглед изгледа дека изборот на нуклеарната термоцентрала зависи од изборот на реакторот, во реалноста тоа не е така.

Овој пристап се применувал во пионерските денови при избор на нуклеарните централи. Во пракса се покажало дека економичноста на одреден тип на реактор зависи од начинот на неговата индустриска реализација. Мора да се води сметка за состојбата на индустрискиот пазар за одредени типови реактори, односно понудата на пазарот. Развивањето на сопствен реактор претставува скап процес кој почнува од фаза на истражување, испитување, и по голем број на чекори се стигнува до фаза на реализација.

7.4.2. Постапка при избор на нуклеарните реактори

Изборот на нуклеарните реактори зависи од природните и цивилизациските услови на нуклеарната централа, како и потребната електрична моќ, електричните параметри и регулација, годишното искористување, векот на траење, цената на електричната енергија и низа други барања. Многу битно е тоа дали централата ќе се користи само за производство на електрична енергија или за комбинирано производство на електрична и топлинска енергија.

Од овие барања тешко е еднозначно да се избере одреден тип и конструктивните карактеристики на реакторот. Затоа се применува методата на постепено приближување со следните чекори:

- претпоставка за енергетските особини во зависност од особините на топлинската шема на термоцентралата;

- прва топлинска и физичка пресметка со првичен предлог на горивните елементи;
- груб проектен предлог на реакторот со главните димензии добиени од пресметка;
- предлог на топлинска и технолошка шема на централата со топлински и енергетски биланс;
- прецизирање на енергетските барања на реакторот врз основа на потрошувачката, ефикасноста и параметрите;
- попрецизна топлинска и физичка пресметка на реакторот и давање конструктивен предлог;
- прецизирање на динамичките особини на реакторот во состав на централата, контрола на сите променливи режими и хавариски ситуации.

Доколку во одредена етапа бидат прикажани несоодветни особини за реакторот, потребно е дадениот предлог да се поправи и да се помине на следното приближување. Во пракса, изборот на реакторот може да зависи и од други пропратни елементи како што се: системот за ладење, одлагање на искористеното гориво и многу други фактори.

8

КОНСТРУКТИВНИ ЕЛЕМЕНТИ НА ЕНЕРГЕТСКИ НУКЛЕАРНИ РЕАКТОРИ

8.1. Горивни елементи и канали (прачки)

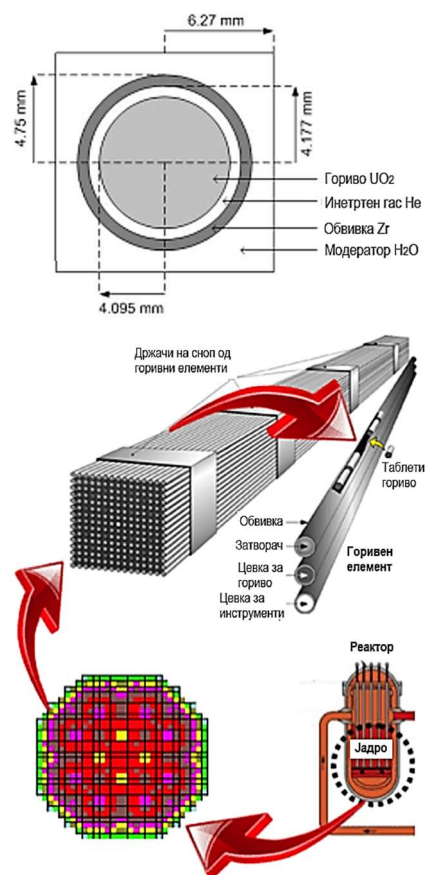
Конструктивниот склоп кој служи за поставување на горивото во реакторот се нарекува горивен елемент или горивна прачка. Нуклеарното гориво во реакторот се поставува во хомогена смеса или раствор на средство за ладење или модератор (сл. 8.1). [58-64]

Горивниот елемент е технички најбитен дел на еден нуклеарен реактор, затоа што од неговите особини зависат техничките и економските карактеристики на нуклеарната централа (параметри, моќ, ефикасност, горивен циклус, сигурност, безбедност и економичност).

Горивниот елемент работи во специфични и тешки услови на активната зона: поле на зрачење, високи топлински протоци, топлински напрегања, висока температура, длабоко согорување, хемиско влијание на околината и динамичко напрегање. Физичките и хемиските процеси влијаат врз промена на својствата на горивото и конструктивните материјали на горивниот елемент: пораст на озрачување, промени на обликот и волуменот, оштетување поради зрачење и др.

Основните барања на функцијата на горивниот елемент се:

1. Постигнување на зададената топлинска моќ и согорување на горивото при сигурна и безбедна работа.
2. Користеното гориво мора да биде отпорно на преголем раст од озрачување (swelling) и сгееп, при што фазните промени не смеат да бидат во зададениот топлински распон на појава на големи волуменски промени.
3. Користените конструктивни материјали мора да работат во зададениот топлински распон и мора да се цврсти и еластични, заемно компатибилни, отпорни на корозија и ерозија, како и хемиски постојани. Доколку се применуваат во просторот на активната зона мора да се со низок пресек на апсорпција.
4. Конструктивното решение мора да обезбеди:
 - сигурно прицврстување и дистанцирање на горивните елементи, поставување, водење и обезбедување на позицијата во активната зона и зоната на промена на горивото,
 - низок отпор при проток на средството за ладење,
 - сигурна и безбедна работа при различни режими на работа без промена на обликот на поединечните делови и обезбедување на херметичност на горивните елементи,



Сл. 8.1. Горивен елемент, сноп и распоред за исполна со гориво кај нуклеарните реактори

- можност за промена (вадење) на оштетен горивен елемент од реакторот и спречување на можно навлегување на хаварисаните делови од горивниот елемент во кругот на средството за ладење,
- обезбедување можност за поставување сензори за мерење на температура, проток, активност и мерење на неутронското поле,
- безбедност и едноставна манипулација со горивото при полнење, складирање и доставување, преместување и празнење од активната зона и долготрајното складирање,
- замена на елементите со подобро решение без поголеми промени во технолошкото решение на реакторот,
- технолошкост на конструкцијата во насока на ефективно производство.

Главен дел на горивниот елемент е горивото, како извор на енергија. Обвивката на горивниот елемент служи за физичко одвојување на горивото и средството за ладење, која не дозволува премин на продуктите од фисијата во средството за ладење и воедно елиминирање на влијанието на средството за ладење на горивото. Како гориво може да се користат фисионите изотопи на ураниум (^{235}U и ^{233}U) и плутониум (^{239}Pu и ^{241}Pu), како и фисионите изотопи на ураниум (^{238}U) и ториум (^{232}Th). Изборот на гориво зависи од видот на горивниот циклус.

Општо, се употребуваат метални горива и горива во форма на супстанции, како: оксиди UO_2 , карбиди и нитриди, а во природен состав на пример природен ураниум или во смеса со UO_2 или PuO_2 , како и збогатени горива со фисиони изотопи на пример збогатен ураниум со изотопот ^{235}U . Обликот на горивото може да биде во вид на: прачка, цевка, цилиндрична таблета, а понекогаш со топчест облик кои се применуваат кај високо-температурните реактори. [58-64]

Горива во форма на природен метален ураниум се применуваат кај Magnox реакторите ладени со гас. Покрај добрите особини (голема густина, добра топлинска проводливост и цврстина), металниот ураниум не дозволува постигнување на повисоки температури на површината на горивните елементи од $(450\div 500)$ °C, поради лимитираната температура во средина (оската) на горивото од 660 °C. При озрачувањето кај металниот ураниум се појавува прираст поради зрачење и надување (swelling), што предизвикува значителни промени на волуменот на горивото. Исто така, како резултат на надворешното оптоварување и зрачењето врз металниот ураниум се зголемува неговата брзина на течење за околу 100 пати во однос на неозрачен ураниум (појава наречена озрачен сгеер).

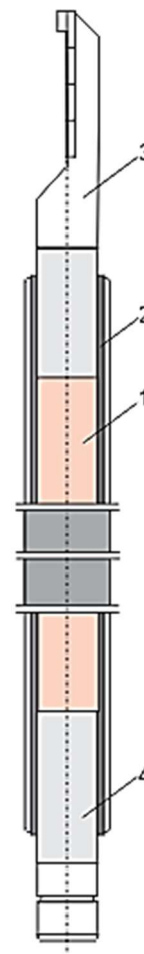
Од тие причини металниот ураниум како гориво кај модерните реактори веќе не се употребува, а развојот се насочува кон отстранување на овие недостатоци со легирање на природните метални горива за примена кај брзите реактори.

Најприменувани керамички горива се оксидите на ураниум, плутониум и ториум или нивните смеси. Перспективно се смета на нивната примена во форма на други супстанции, како на пример: карбиди, нитриди, силициди, флуориди и др., кои имаат низа предности во однос на оксидните, односно: повисока топлинска спроводливост, повисока густина, поголема способност на задржување на гасните фисиони продукти, понизок пораст при зрачење и надувување.

Оксидните горива најчесто се користат во облик на синтерирани таблети со дијаметар од $(5\div 20)$ mm, должина од $(10\div 30)$ mm и густина од 10600 kg/m^3 . Челото на таблетите е вдлабнато и таблетите се допираат само во еден дел (одреден краен круг), односно места со најниска температура и минимални аксијални топлински дилатации на столбот на гориво. При високи топлински оптоварувања и високи работни температури се користат таблети со отвор во средината на таблетата со мал дијаметар од $(1,5\div 2,0)$ mm. Отворот се прави со цел намалување на топлинските скокови во средината на горивото и воедно со нив се зголемува слободниот внатрешен простор на горивниот елемент за собирање на гасните фисиони продукти. Посебен облик на керамичките горива е во облик на топка со големина од $(300\div 800)$ μm и се применуваат кај високотемпературните реактори (сл. 8.2 и 8.3). [58-64]

За заштита на горивото од влијание на средството за ладење (притисок, корозија, ерозија) и за спречување на продор на фисиони продукти од горивото во средството за ладење, горивото се обвива со херметичка обвивка. Материјалот од кои се изработува обвивката мора да ги има следните својства:

- низок ефективен пресек при апсорпција на термички неутрони (кај брзите реактори оваа особина е небитна),
- добра топлинска спроводливост,
- висока отпорност на влијанија на средството за ладење, гориво и зрачење во целиот опсег на работни температури,
- хемиска постојаност во средина на средството за ладење до максимални температури,
- херметичност од протекување на гасните и металните фисиони продукти,
- одредени механички својства за време на работата.



1. Метален ураниум
2. Обвивка
3. Горен завршеток
4. Долен завршеток

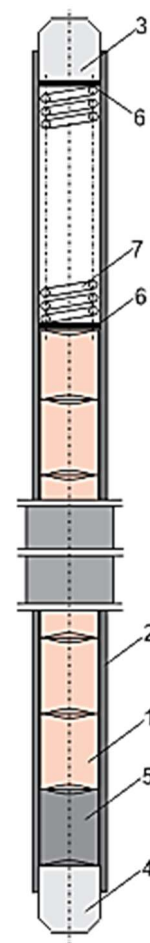
Сл. 8.2. Горивен елемент
(метален ураниум цврсто поврзан со обвивката)

Поради различните својства на металните и керамичките горива се применуваат и различни материјали за изработка на обвивката во поглед на цврстината. При примена на метален ураниум, кој се одликува со високи носиви карактеристики, од обвивката не се бараат носиви својства. Кај керамичките горива обвивката мора да поседува добри носиви својства. Кај металните горива фисионите продукти остануваат заробени во горивото, додека кај керамичките тие се ослободуваат во зависност од температурата и густината на согорување и обвивката мора да формира херметична и цврста бариера (притисокот на гасните продукти достигнува до $10\div 17$ MPa). Кај брзите реактори не се бара максимална херметичност, затоа што гасните продукти се со притисок од 1 MPa, а обвивката може да биде изработена со помала дебелина.

Како материјали за изработка на обвивката се користат легури на циркониум, магнезиум, аустенитни не'рѓосувачки челици, графит и берилиум. Легурите на магнезиум се користат кај реакторите магнокс, а легурите на циркониум (zirkaloy-2 и zirkaloy-4) се применуваат кај реакторите ладени со вода и пара. Аустенитните не'рѓосувачки челици се применуваат кај AGR реакторите ладени со гас или евентуално кај брзите реактори. Графитот се користи кај високотемпературните реактори.

Заради подобрување на преносот на топлина, изгледот на горивниот елемент е во вид на прачка, цевка и прачка со мал пресек и голема должина. Обвивката затоа има облик на кружна цевка со заварени краеви на цевката. При примена на природен метален ураниум, обвивката е цврсто споена со горивото за подобрување на преносот на топлина од горивото на обвивката. Керамичките горива во вид на таблети се поставуваат во обвивка во вид на мазна цевка. За подобрување на преносот на топлина, просторот меѓу горивото и обвивката се исполнува со инертен гас (најчесто со хелиум под притисок од 100 kPa) (сл. 8.2 и 8.3).

Повеќе единечни горивни елементи (прачки, цевни, прачки) формираат сноп од горивни елементи (дури до неколку стотини елементи). Снопот формиран од горивни елементи формира мрежа која може да биде во облик на кружница, триаголник или четириаголник. Елементите се меѓусебно дистанцирани со ребра, мрежа или жица, а прицврстени се на крајните мрежи за носење. Снопот може да биде поставен во обвивка во вид на цевка со кружен, четириаголен или шестаголен пресек или се без обвивка (реактори со цевки под притисок, PWR). Обвивката на снопот служи за обезбедување на потребниот проток на средство за ладење низ снопот и ги заштитува горивните елементи од оштетувања (AGR и BWR реактори).



1. Таблета гориво



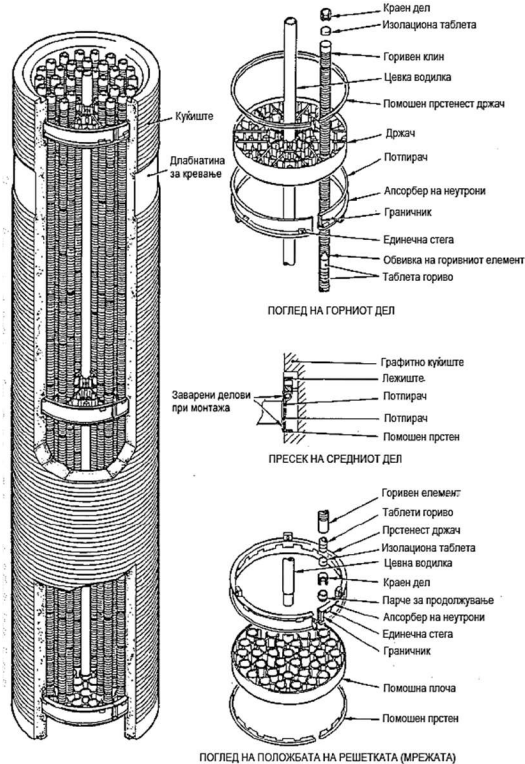
- 2. Обвивка (цевка)
- 3. Горен завршеток
- 4. Долен завршеток
- 5. Изолациона таблета
- 6. Подлошка за потпирање
- 7. Пружина

Сл. 8.2. Горивен елемент (горивни таблети поставени во цевна обвивка)

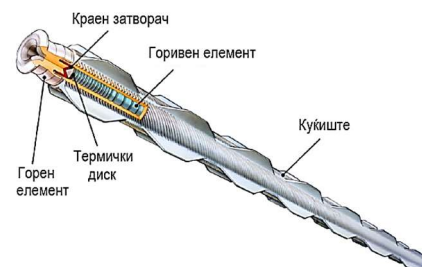
8.1.1. Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со гас

Горивните елементи кај Magnox се исполнети со природен метален ураниум, со обвивка изработена од легура на магнезиум и ладени се со CO_2 . Кај овие реактори температурата на влезот на средството за ладење е до $410\text{ }^\circ\text{C}$, топлинското оптоварување на горивото се движи од $(3\div 6)\text{ kW/kg}$, моќта на активната зона се движи од $(0,8\div 1,7)\text{ kW/dm}^3$ и средно согорување на горивото е околу 311 GJ/kg . Карактеристично за овие реактори е блоковското поставување на горивните елементи во вертикален горивен канал еден над друг (сл. 8.3).

Кај AGR реакторите металното гориво е заменето со керамички UO_2 , а обвивката се изработува од аустенитни не'рѓосувачки челици. Поради релативно високиот ефективен пресек на материјалот на обвивката може да се користи ниско обогатување на горивото (околу $2,5\%$ ^{235}U). Оваа конструкција на горивните елементи овозможила покачување на температурата на влезот на средството за ладење (CO_2) на $(650\div 690)\text{ }^\circ\text{C}$. На сл. 8.4 и сл. 8.5 е прикажан поглед и пресек на основните делови на горивните елементи кај AGR реакторите. [58-64]



Сл. 8.4. Основни делови на горивните елементи кај AGR реакторите



Сл. 8.3. Горивни елементи кај Magnox реакторите



Сл. 8.5. Пресек и поглед на горивните елементи и канали кај AGR реакторите

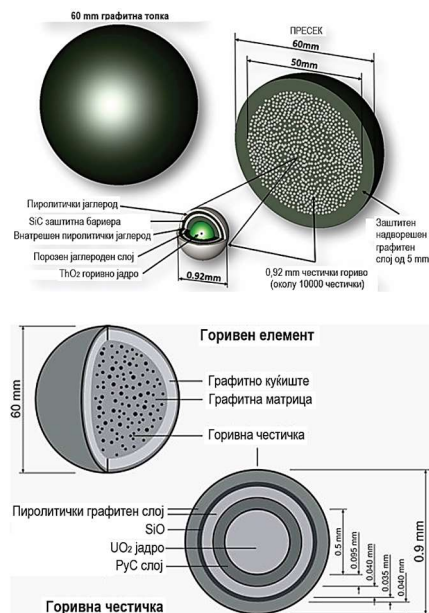
Кај високотемпературните реактори, горивните елементи се формираат од честички на гориво кои се ставаат во соодветна обвивка (coated particle). Горивниот елемент може да содржи неколку десетици или илјадници горивни честички. Секоја горивна честичка има облик на топка со екстремно мал дијаметар од (300÷800) μm , во која во средината е сместено горивото (пр. UO_2 или ThO_2), а обвивката е направена од неколку слоеви на специјален графит (сл. 8.6). Првиот слој е од порозен графит кој го формира лежиштето за гориво служи за:

- апсорбирање на енергијата на фисионите продукти и спречување на оштетувањата на останатите слоеви,
- порамнување на волуменските промени на горивото предизвикани поради зрачење,
- елиминирање на влијанието на дејството на силите помеѓу слоевите и горивото, при промена на димензиите поради разлика на температури.

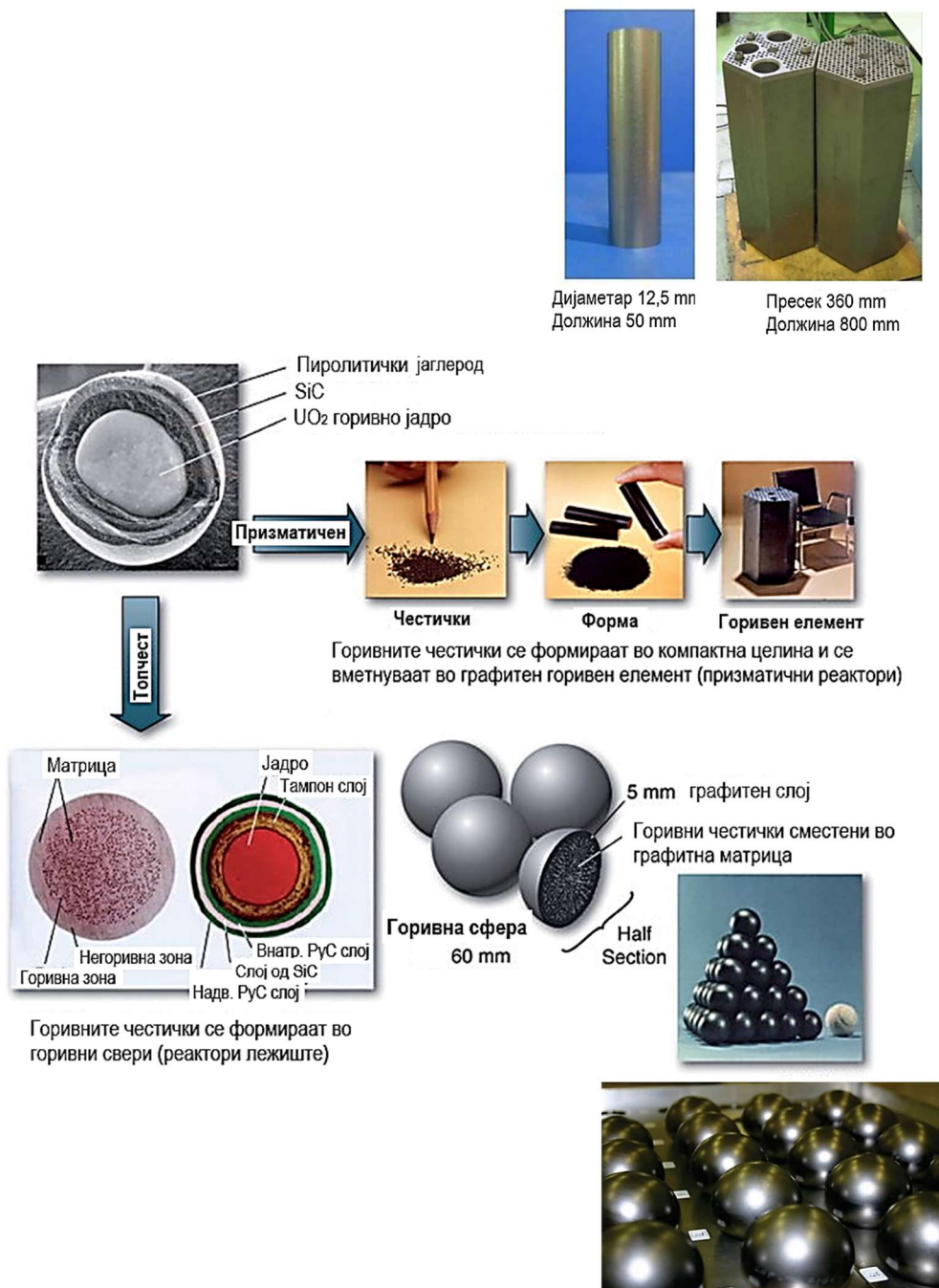
Функцијата на надворешните слоеви е да не дозволи премин на гасните и цврстите фисиони продукти од горивото кон средството за ладење. Овие слоеви се направени од пиролитичен јаглерод (густ и тврд), кој се одликува со добри својства за спречување продор на фисините продукти. Некои фисиони продукти како: Sr, Ba и изотопи на Cs, имаат релативно повисок коефициент на дифузија и поминуваат низ слојот на јаглерод. Дел од овие продукти сепак се зафаќа со првиот слој во кој е поставено горивото. Поради тоа, се развиени горивни честички со слој од SiC, кој ги задржува цврстите фисиони продукти при температури од (1100÷1300) °C (трипати повисоки во однос на јаглеродот).

Кај горивните елементи на овие реактори честичките на гориво со повеќеслојната обвивка се ставаат во графитна матрица. Матрицата е поставена во графитно куќиште за заштита од механички оштетувања и корозивно дејство на средството за ладење, Тие можат да имаат облик на куси шестаголни блокови (Англија, САД) или облик на топка со големина на тениско топче (Германија) (сл. 8.7).

На сл. 8.7 е прикажан горивен елемент формиран од шестаголен графитен блок со димензии на алат 360 mm и висина околу 800 mm. Горивните честички се пресувани во графитен цилиндричен прстен со дијаметар 12,5 mm и должина 50 mm. Цилиндричните прстени со гориво се поставуваат во 210 отвори (реактор Fort St. Vrain, САД) со дијаметар 12,7 mm и се наоѓаат во графитен блок. За проток на средството за ладење во графитниот блок постојат 102 отвори со дијаметар 16,8 mm, а шест отвори со дијаметар 12,7 mm во кошевите на блокот во кои е поставен апсорпциониот материјал.



Сл. 8.6. Горивна честичка и горивен елемент кај високотемпературните реактори

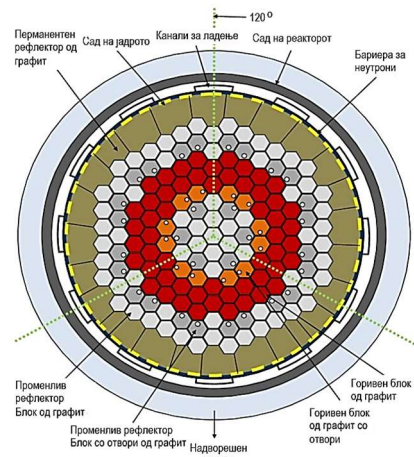


Сл. 8.7. Горивни елементи во облик на шестаголни блокови и топка кај високотемпературните реактори

Цилиндричните издатоци служат за обезбедување на положбата на блокот во столбови (8 горивни блокови формираат горивен столб). Централниот отвор најчесто се користи за фаќање на блокот при негово вадење од реакторот. Поголем број на горивни столбови формираат реакторско јадро, кое покрај гориво содржи рефлектори и бариера за неутрони, а сето тоа се поставува во соодветен реакторски сад и биолошка заштита, што е прикажано на [сл. 8.8](#).

Кај германските реактори горивните елементи се во облик на мазна топка со дијаметар од 60 mm, која е исполнета со горивни честички ([сл. 8.6](#)). Графитната топка се полни со горивни честички и потоа се затвора со завртка. Обликот на топчестиот елемент може да биде изведен и со пресување на горивните честички во топчесто графитно куќиште. На тој начин подготвените горивни елементи се вметнуваат во цевни столбови, кои формираат еден столб од реакторското јадро.

При примена на цевни горивни прачки, најчесто се применуваат топчести горивни елементи со дијаметар од 6,3 mm поставени во наребрена обвивка (куќиште) изработено од магнезиум-берилиум. Бројот на оребрени цевни горивни прачки може да се движи од (66÷75) ([сл. 8.9](#)).



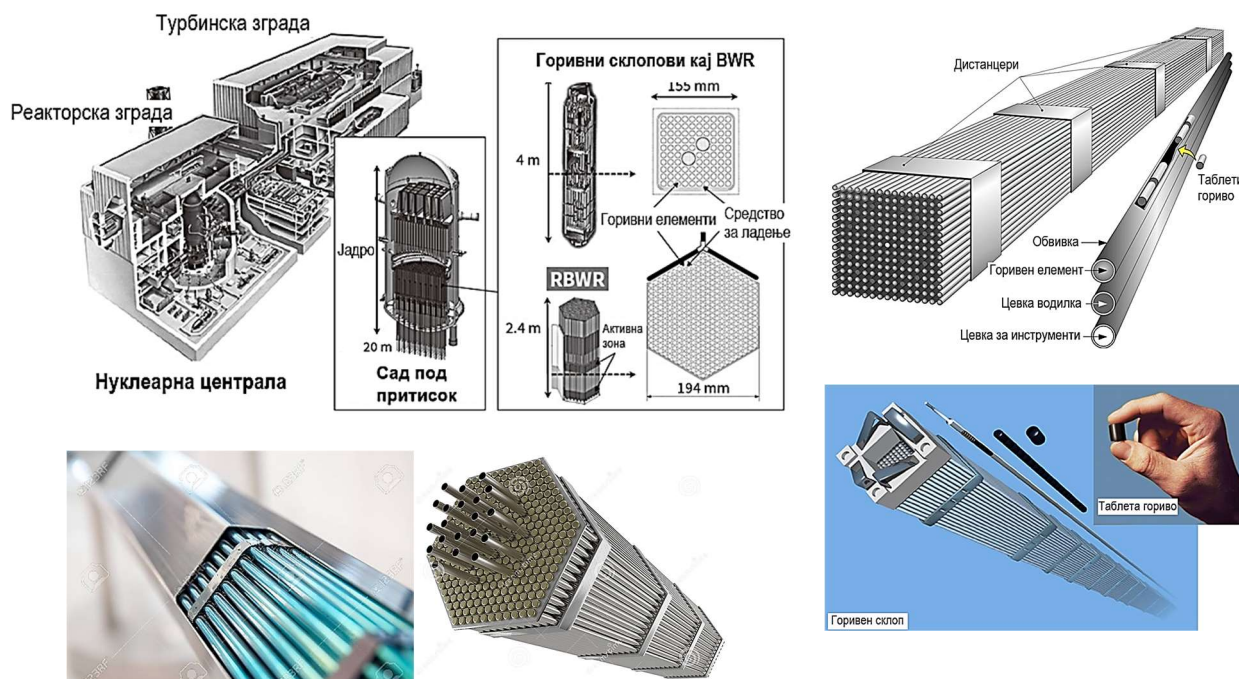
Сл. 8.8. Распоред на горивните елементи и формирање на реакторско јадро (активна зона)



Сл. 8.9. Горивни елементи формирани од оребрени цевни горивни прачки

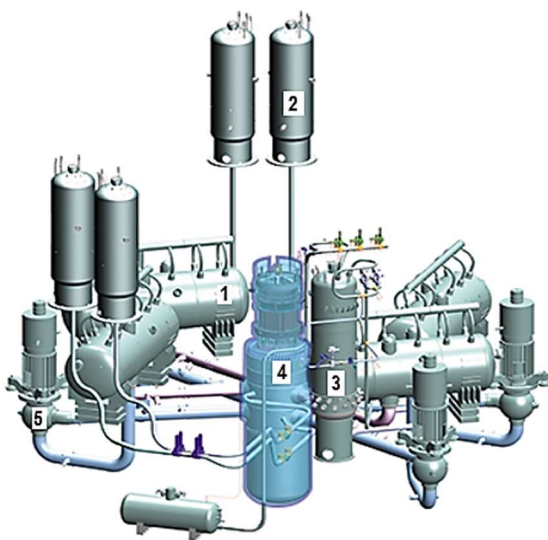
8.1.2. Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со лесна вода

Конструкцијата на горивните елементи кај реакторите ладени со лесна вода се разликува во зависност од производителот, а најчесто се разликуваат во горивниот сноп и распоредот на активната зона. Карактеристично поставување на горивните елементи кај руските производители е хексагоналниот и триагоналниот изглед на снопот и реакторската мрежа, кој се добива со поставување на горивните елементи во шестаголна обвивка. Горивните елементи и снопови во реакторската мрежа на производителите од Европа и САД е во правоаголната форма и се изведуваат без обвивка, односно снопот се формира со поставување (16÷24) цевни елементи водени со цевна водилка во правоаголна мрежа. Правоаголната форма се постигнува со поставување дистанцери, како горна и долна плоча во правоаголна формата. На сл. 8.10 се прикажани формите на реакторските мрежи, односно поставеноста на горивните елементи кај реакторите ладени со лесна вода (BWR). [58-64]



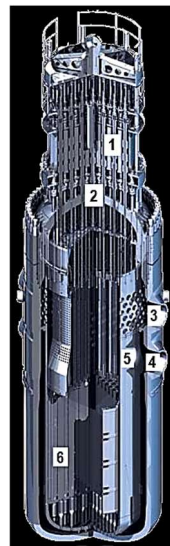
Сл. 8.10. Изглед на горивните елементи и снопови кај реакторите ладени со лесна вода (BWR).

На сл. 8.11 е прикажана концепцијата, реакторскиот сад под притисок и горивниот сноп (хексагонален) со горивните елементи на реактор ладен со лесна вода тип VVER 1200, Русија.



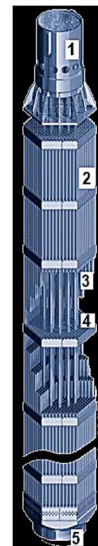
Реактор со дополнителна опрема

1. Генератор на пара
2. Акумулатор
3. Компензатор на притисок
4. Сад под притисок на реакторот
5. Пумпа за средството за ладење



Реакторски сад

1. Систем за контрола и заштита на реакторот
2. Глава на садот
3. Излезна млазница
4. Влезна млазница
5. Основна преграда на јадрото
6. Горивни елементи



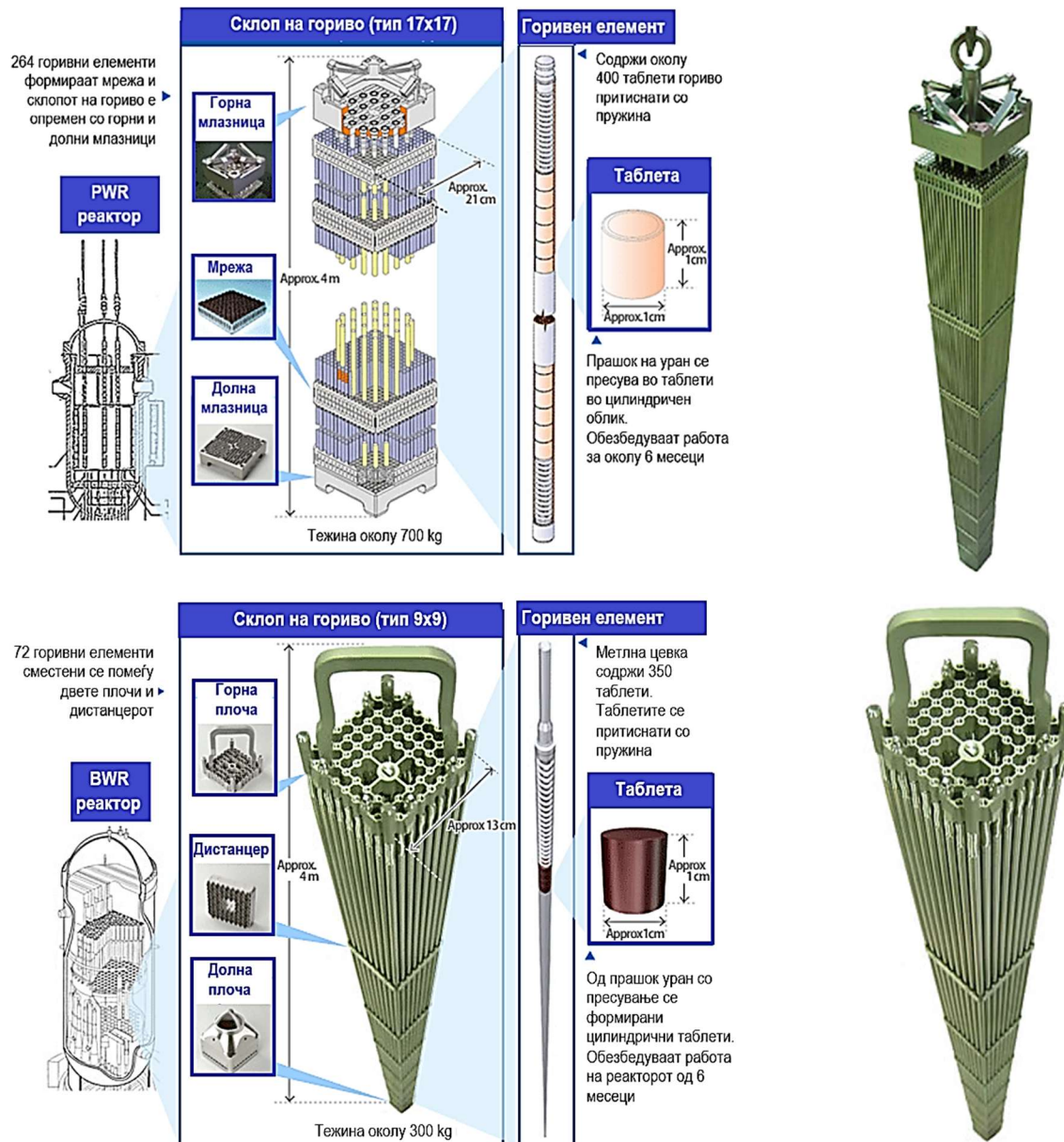
Горивен сноп - хексагонален

1. Горна млазница
2. Дистанциона мрежа
3. Горивен цевен елемент
4. Цевна водилка
5. Долна млазница

Работен период 60 години	Притисок на парата на излез од генераторот за пара 7 МПа
Електрична моќ 1198 МWe	Производство на пара во генераторот за пара 1602 t/h
Топлинска моќ на реакторот 3212 MWt	Температура на водата на влезот во генераторот на пара 225 °C
Топлински капацитет 300 MWt	
Сопствена потрошувачка (вклучително и за циркулација на вода) 6,83%	Реактор - димензии
КПД на нуклеарната термоцентрапа (во електричен мод) 37,0%,	Внатрешен дијаметар 50,8 m
Согорување на горивото 60 MWd/kgU	Висина 65,4 m
Траење на кампањата на горивото 4 години	Биолошка заштита - димензии
Фреквенција на полнење на горивото 12(18) месеци	Внатрешен дијаметар 44 m
Влезна температура на примарното средство за ладење 298,2 °C	Висина 61,7 m
Излезна температура на примарното средство за ладење 328,9 °C	Дебелина 1,2 m
Проток на средството за ладење низ реакторот 86 000 m³/h	
Притисок на влезот на средството за ладење во реакторот 16,2 МПа	

Сл. 8.11. Концепција, реакторски сад и горивен сноп на реактор ладен со лесна вода (VVER 1200, Русија)

Производителите од САД претежно ја применуваат правоаголната мрежа на вклопување на горивните елементи во горивниот сноп (сл. 8.12). [63]



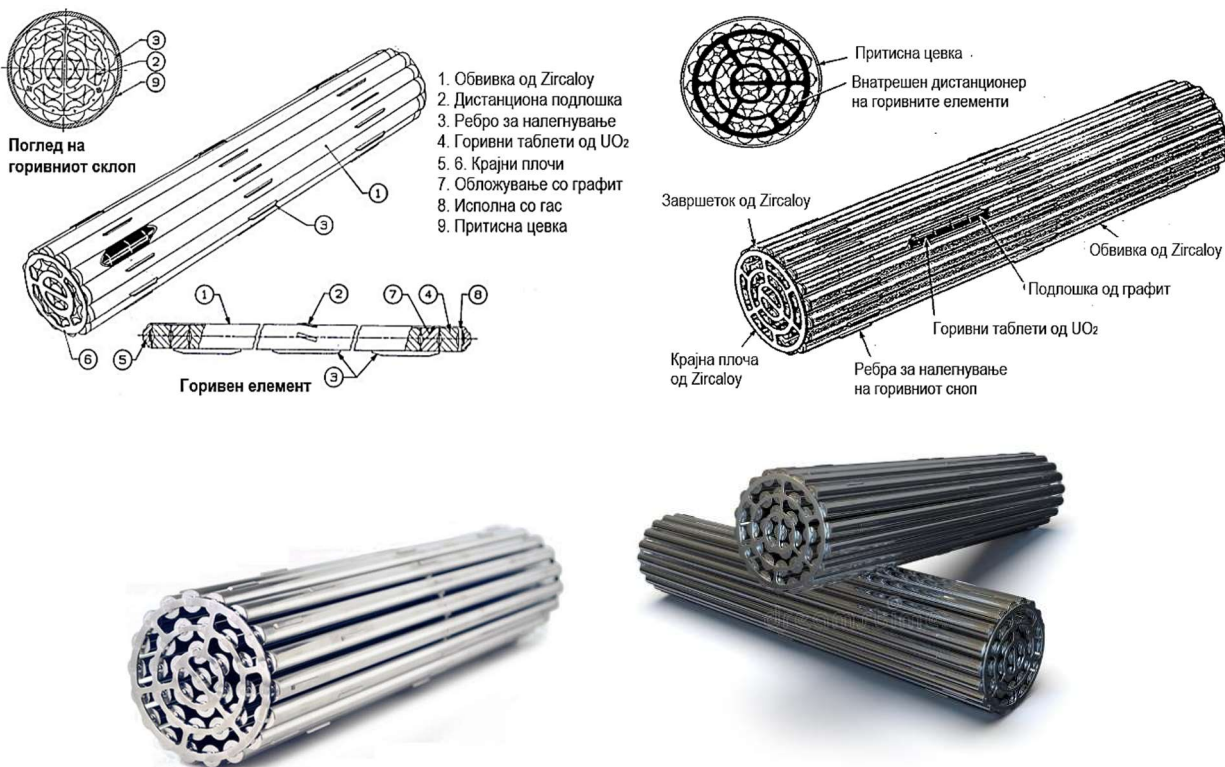
Сл. 8.12. Горивни елементи, горивни снопови со нивните делови кај PWR и BWR реакторите произведени во САД

Типичниот горивен елемент кај PWR реакторите произведени во САД претставува правоаголен сноп од горивни елементи. Делот за носење е составен од цевни водилки, горен и долен дел (плоча) и дистанциони мрежи за одвојување на цевните елементи. Цевните водилки и дистанционите мрежи се изработуваат од легура Zirkaloy-2, а горната и долната плоча од аустенитни не'рфосувачки челици. Горивниот елемент се исполнува со горивни таблети од лесно збогатен UO_2 поставен во цевка со дијаметар од 10,75 mm која е изработена од легура Zirkaloy-4 со заварени краеве. Притискањето (прицврстувањето) на таблетите се врши со пружина. Внатрешниот херметички затворен простор е исполнет со хелиум (кај некои конструкции 2,5 MPa), за подобрување на преносот на топлина од горивото кон обвивката на горивниот елемент. На тој начин се намалуваат напрегањата при течење на материјалот на обвивката при температури до 350 °C. Цевните горивни елементи се вметнуваат во долната плоча и лесно може да се изведе нивна демонстрација, а поминуваат низ горната плоча поради примање на температурните дилатации. Мрежите служат за потпирање и аксијално дистанцирање на цевните елементи.

Активната зона кај BWR реакторите е составена од горивни елементи и контролни прачки поставени во таканаречени модули. Четири горивни елементи и една контролна прачка формираат модул. Горивниот сноп прикажан на [сл. 8.12](#) е формиран од 81 горивни елементи распоредени во правоаголна мрежа 9x9, а поставени во правоаголна обвивка 150x150 mm со дебелина на сидот од 2 mm. Обвивката е изработена од Zirkaloy-4 и служи за заштита на горивните елементи од влијанието на ладилното средство. Обвивката на горивните елементи се изработува од Zirkaloy-2 со дијаметар од 14,3 mm и дебелина на сидот од 0,8 mm. Обвивката се исполнува со горивни таблети од лесно збогатен UO_2 . Во горниот дел на секој горивен елемент (над горивните таблети) е оставен празен простор за собирање на гасните фисиони продукти. Дистанционирањето и водењето на горивните елементи е изведено со 7 дистанциони мрежи. Осум горивни елементи се носечки и се споени со горната и долната плоча со што се добива носечка конструкција на снопот. Другите горивни елементи во плочите се само вметнати. Вметнатите пружини во горивниот елемент служат за прицврстување на елементот во аксијална насока, а дозволуваат аксијално поместување поради топлински дилатации.

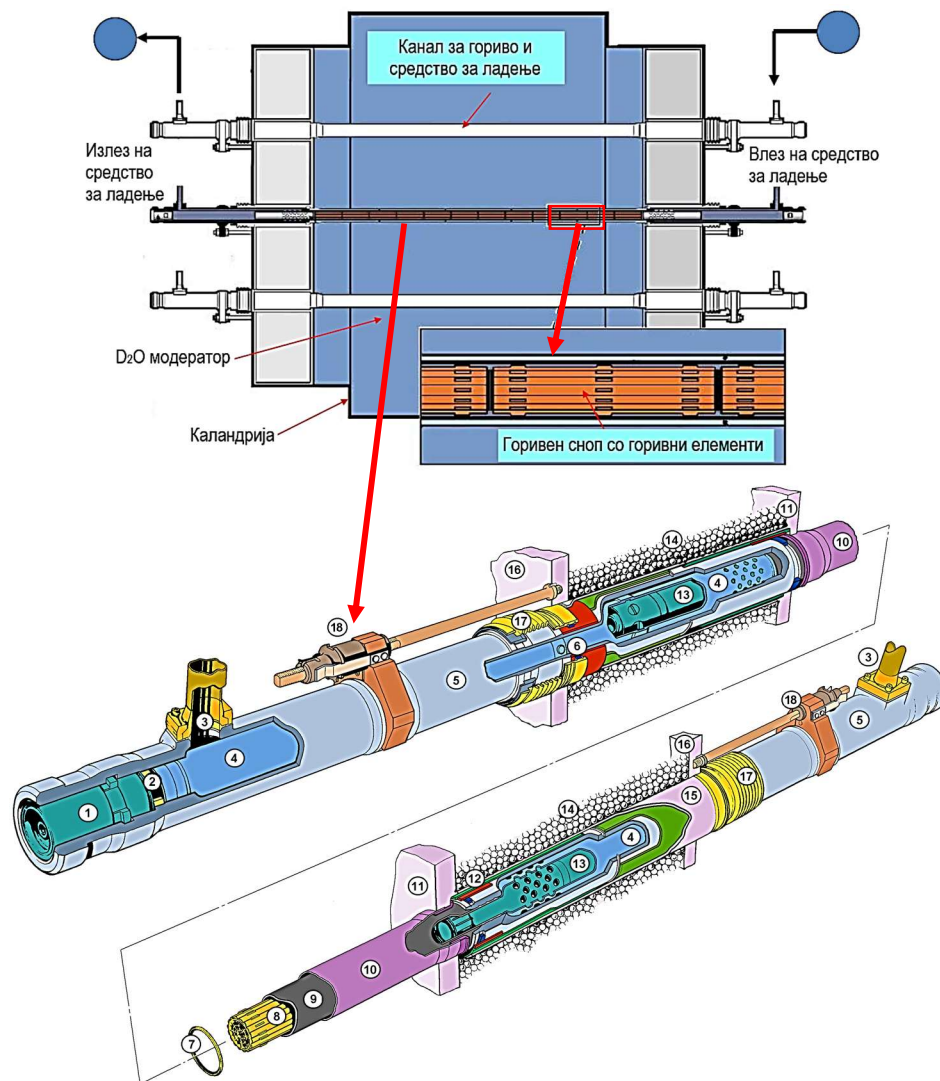
8.1.3. Горивни елементи и канали кај реакторите ладени со тешка вода

Во наредниот текст е опишано едно од повеќето конструктивни решенија на горивните елементи кај CANDU PHWR реактор развиен од страна на канадските тимови за развој, а инсталиран во поголем број постројки во светот. Горивниот сноп со должина околу 500 mm е склоп на 19, 28 и 37 поединечни горивни елементи (сл. 8.13). Горивните елементи се состојат од обвивка (1) изработена од легура zircaloy (98% циркониум и 2% калај) во која се поставуваат горивни таблети од UO_2 (4). Секој горивен елемент има дистанцер (2) и ребра за налегнување/улежиштување (3) на елементот. Горивниот елемент е затворен со двете крајни плочи (5,6). Во еден дел од горивниот елемент се остава простор за исполнување со инертен гас (8). Обвивката од внатрешната страна е превлечена со графит (7). 9 или 12 горивни снопови редоследно се поставуваат во хоризонтални горивни канали (притисни цевки) со должина на активната зона (јадро или каландрија). [54-56]



Сл. 8.13. Изглед и пресек на горивните елементи и снопови кај Candu 6 PHWR реактори.

Формираните горивни снопови се поставуваат во горивни канали, кои пак го формираат реакторското јадро (активната зона – каландрија), што е прикажано на сл. 8.14.



1. Затворач на горивниот канал; 2. Затинка; 3. Спојка со додавачот за гориво; 4. Влезна цевка; 5. Куќиште;
6. Ребро за налегнување; 7. Дистанцер; 8. Горивен сноп; 9. Притисна цевка; 10. Цевка на каландријата;
11. Куќиште на каландријата; 12. Ребра за поставување; 13. Штитник; 14. Заштитни свона; 15. Заштитна цевка; 16. Куќиште на каналот за гориво; 17. Спојка на излезот на цевката; 18. Систем за прицврстување/држење на каналот

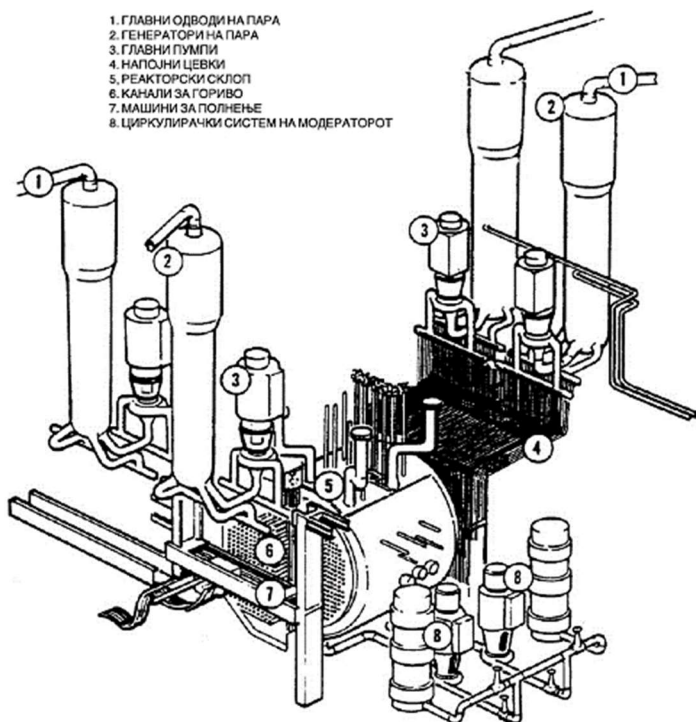
Сл. 8.14. Изглед и пресек со основите елементи на горивните канали исполнети со горивни снопови

Во горивните канали струи средството за ладење. Цевките под притисок во кои се става горивото, овозможуваат ладилното средство да остане во течна фаза при повисок притисок, со што се избегнуваат големите трошоци за изградба на едноделна притисна комора. Каналите за гориво се на меѓусебно растојание од 30 cm, а со должина од 6 m (сл. 8.15).

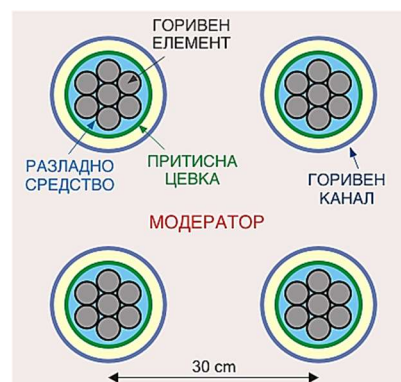
Основни контури на реакторот се круговите на гориво, модератор и средство за ладење. Реакторот CANDU користи природен ураниумов оксид како гориво и тешка вода како модератор и средство за ладење. На сл. 8.16 е прикажан начинот на полнење на горивото во садот за горивни канали.

Кај реакторите CANDU PHW се користи U-238 како гориво, кој претставува најголем дел од ураниумовата руда која се наоѓа во природата. Горивото е во форма на таблети (капсули), кои се ставаат во долги кошулки со тенки ѕидови. Кошулките се врзани во сноп и со помош на притисни цевки се ставаат во горивните канали на реакторот. Таквиот аранжман со ситни, тенки делови групирани во поголеми снопови го олеснува „бегството“ на брзите неутрони од горивото. [54-56]

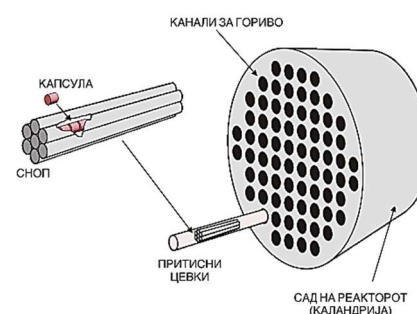
На сл. 8.17 се прикажани основните елементи на целиот реакторски дел на една нуклеарна термоцентрала, а на сл. 8.18 е претставен детален поглед на реакторот.



Сл. 8.17. Реакторски дел на една термоцентрала

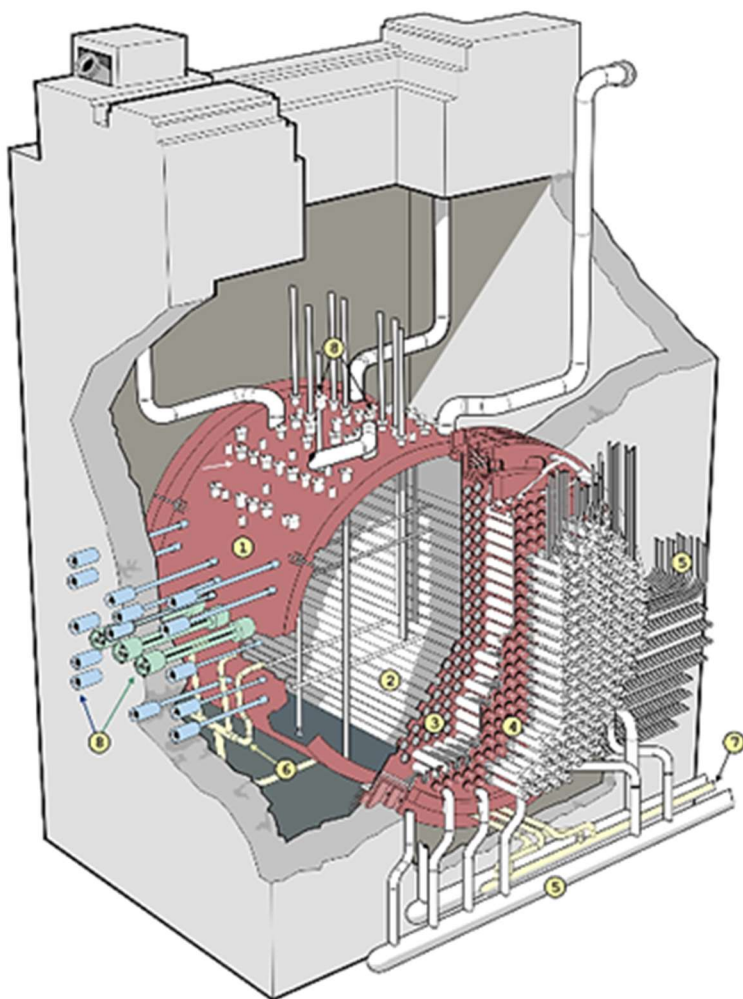


Сл. 8.15. Поставеност на горивните елементи, средството за ладење и модераторот



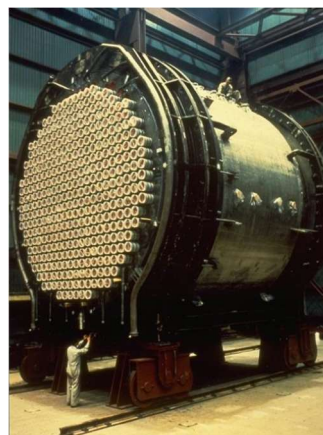
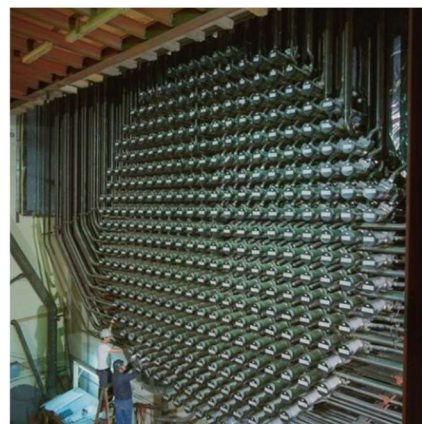
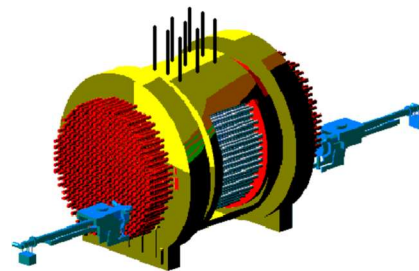
Сл. 8.16. Полнење на горивото во каландријата на реакторот

Горивните канали се поставуваат во реакторскиот сад – каландрија, кој има предна и задна решетка со помош на која се формира распоредот на каналите и се формира јадрото на реакторот. [54-56]



1. Сад на реакторот (каландрија); 2. Горивни канали; 3. Решетка; 4. Полначи на гориво; 5. Цевки од системот за ладење; 6. Довод на модератор; 7. Одвод на модератор; 8. Управувачка и контролно мерна опрема

Сл. 8.18. CANDU PHWR реактор



Изглед на каландријата и начин на полнење на каналите со гориво

8.1.4. Горивни елементи и канали кај брзите реактори

Во цврстиот спектар на неутрони кај брзите реактори ефективните пресеци на апсорпција и фисија се многу мали. Затоа, во споредба со термичките реактори кај брзите реактори постои поголема слобода при избор на материјалите и конструкцијата на горивните елементи. Но од друга страна, малите ефективни пресеци за фисија бараат поголема количина на материјал за фисија на единица волумен на активната зона и високо збогатување на горивото со фисиони изотопи. За намалување на трошоците за скапо гориво потребно е да се постигне високо оптоварување (250 kW/kg) и високо согорување на горивото (8640 GJ/kg). [58-64]

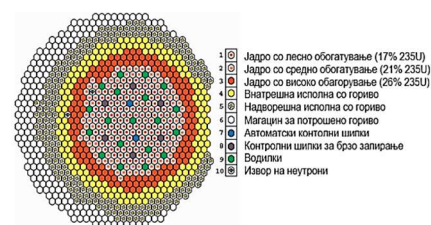
Кај брзите реактори постои просторна поделба на фисиониот појас од појасот на множење (размножување). Фисиониот појас го сочинува централниот дел на јадрото, а појасот за множење се наоѓа околу него. Како гориво во фисиониот појас се користи UO_2 и PuO_2 со голема содржина на фисиони изотопи, а во појасот на множење се користи природен или осиромашен ураниум (UO_2) (сл. 8.19).

За обезбедување на одведувањето на топлината при високо оптоварување на фисиониот појас ($500 \div 1500$) kW/dm³ потребна е голема површина на горивото и средство за ладење со високи топлински карактеристики. Затоа, кај брзите реактори се користат горивни елементи со дијаметар од (5÷7) mm ладени со течен Na.

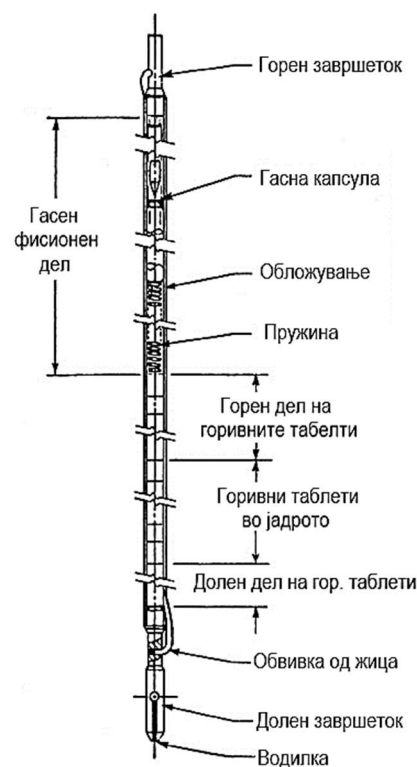
Горивниот елемент на фисиониот појас во средниот дел содржи збогатено гориво, а во долниот и горниот дел гориво со материјал за множење. Горивниот елемент на појасот за множење најчесто има исти димензии на обвивката и содржи горивен материјал за множење. Тие делови имаат должина добиена како збир на должините на фисионите делови на елементот (сл. 8.20). Во одредени случаи дијаметарот на делот за множење може да биде поголем (пр. 12 mm).

Горивниот канал се формира со групирање на горивни елементи од фисиониот и појасот за множење, кои се поставуваат во хексагонална обвивка, но исто така горивните елементи може да се распоредуваат и во триаголна правилна мрежа и се прицврстуваат и дистанцираат со помош на две крајни мрежи. Во долниот дел на хексагоналната обвивка постои додаток за потпирање, затнување и довод на средството за ладење. Во горниот дел на обвивката е изведен додаток за излез на средството за ладење и за промена на потрошеното гориво (сл. 8.21).

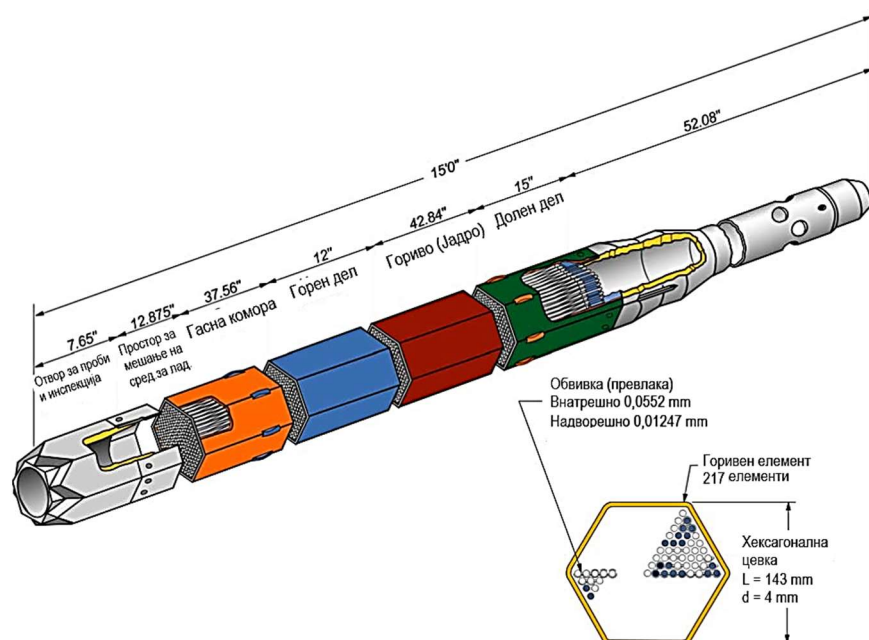
Како материјал за изработка на сите делови на горивниот елемент се користи аустенитен не'рѓосувачки челик со работни температури од (650÷700) °C, кој работи во средина на течен Na и реакторско зрачење.



Сл. 8.19. Конфигурација на јадрото кај брз реактор тип BN-600, Русија



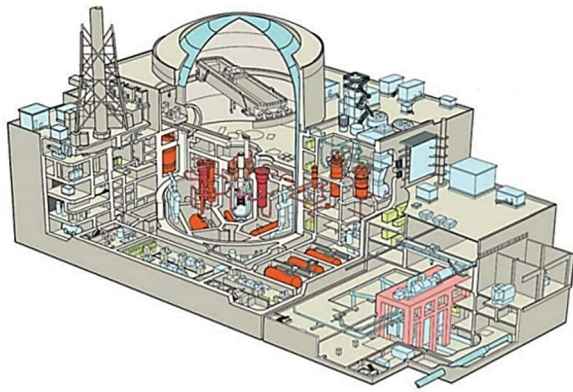
Сл. 8.20. Пресек на горивен елемент кај брзите реактори



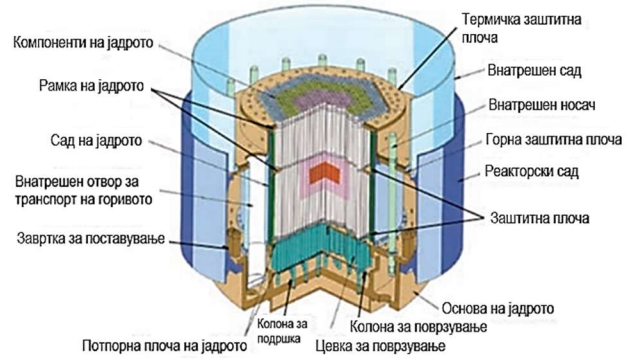
Сл. 8.21. Поглед и пресек на горивен канал кај брзите реактори

Во наредниот текст е прикажана конструкцијата на горивните канали и елементи кај брз реактор ладен со Na во НТЕЦ Моџи, Јапонија (сл. 8.22). Како гориво за исполнување на јадрото на реакторот се користи PuO_2 и UO_2 , или смеса на PuO_2 и UO_2 . Различните типови гориво се поставуваат во внатрешноста и надворешноста на јадрото, односно се користат различни концентрации со плутониум од 14,6 % Pu или 17,0% Pu. Горивото во вид на таблети со дијаметар од (4÷8) mm и централен отвор од (1÷1,5) mm се поставува во челични цевки од кои се формирани горивните елементи (фисиони и за множење). Главните карактеристики на НТЕЦ Моџи, Јапонија:

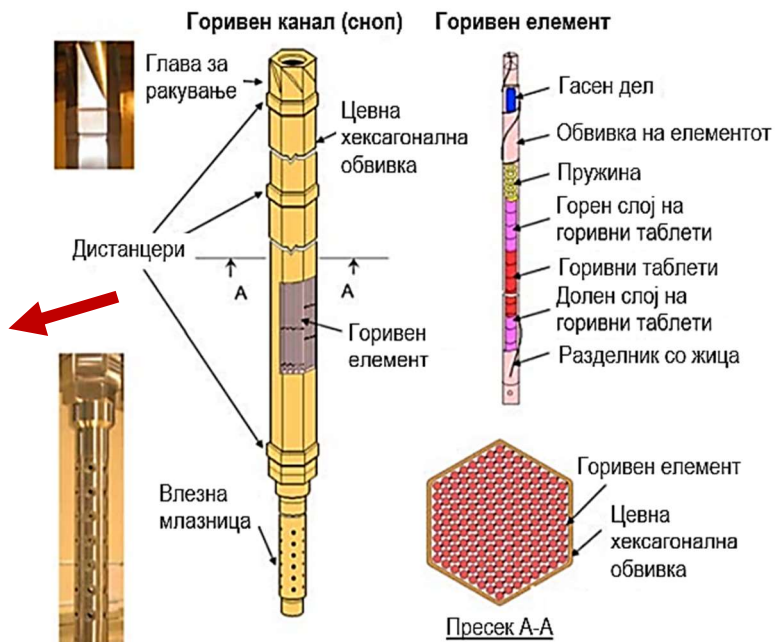
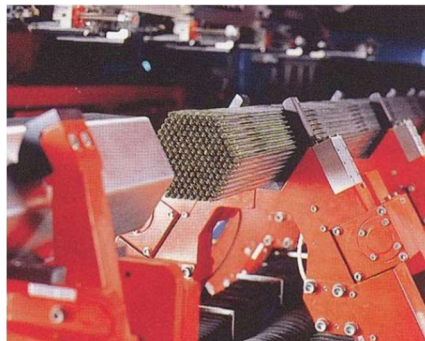
Карактеристика	Големина
Тип на реактор	Брз реактор ладен со Na
Топлинска моќ	714 MW
Електрична моќ	~280 MW
Гориво	Plutonium-uranium мешан оксид
Согорување на горивото (средно)	80 GWd/t
Материјал на облогата на горивото	SUS316-еквивалентен челик
Температура на облогата	мах 675 °C (на средина на сидот)
Бридер однос	1,2
Кругови за ладење	3
Температура на реакторот	397 °C/529 °C (влез/излез)
Температура на секундарен Na	505 °C/325 °C (топла/ладна страна)
Главни параметри на парата	127 kg/cm ² , 483 °C
Интервал на повторно полнење	6 месеци



Структура на Монју НТЕЦ



Структура на јадрото



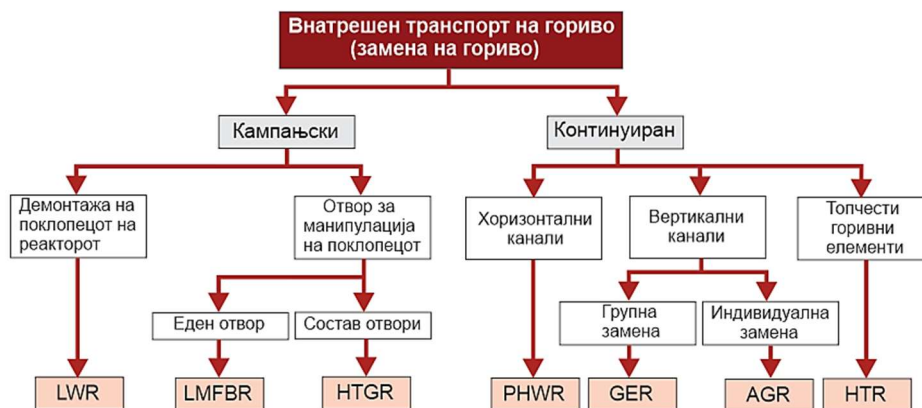
Сл. 8.22. Пресек и поглед на горивни канали и елементи кај брз реактор во НТЕЦ Монју, Јапонија

8.2. Внатрешен транспорт на нуклеарно гориво

Под внатрешен транспорт на горивото во нуклеарниот реактор се подразбираат следните операции:

- транспорт на нуклеарното гориво во внатрешноста на реакторот (во садот под притисок или каналите под притисок) поради негова замена,
- подготвителни или помошни работи, кои се изведуваат на реакторот или во него, при промена на горивото.

Внатрешниот транспорт на гориво во принцип се разликува за одделни типови на реактори (различни конструктивни решенија) (сл. 8.22). [58-64]



Сл. 8.22. Принципиелна шема на внатрешен транспорт на гориво за различни реактори

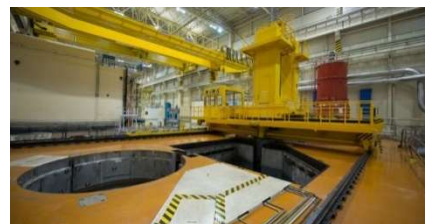
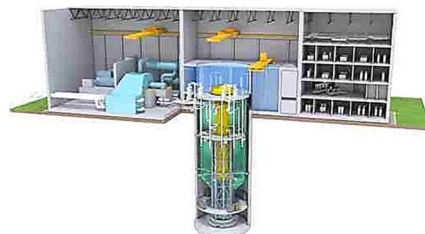
8.2.1. Кампањска замена на горивото

Кај реакторите ладени со лесна вода (LWR) замената на гориво се изведува при отворен реактор при изваден поклопец, односно при ослободен простор над јадрото на реакторот. Измената на горивото секогаш е поврзана со контрола на херметичноста на обвивката на горивните елементи и со потполна преизградба на јадрото. Контролата на херметичност се изведува во посебен контролен уред во кој постепено се пренесуваат горивните елементи од јадрото. Кај горивните елементи (канални) со обвивка на каналот се зема примерок на средството за ладење на излезот од каналот. Секоја манипулација со горивните канали и со апсорпционите прачки се изведува со машина поставена под нивото на вода. Оваа машина се користи и за индивидуално или групно одземање на примероци на средството за ладење, ако херметичноста на обвивките се контролира директно во реакторот. [58-64]

Кај високотемпературните реактори (HTGR) се применува групна замена на горивните канали, односно замена на неколку горивни канали преку еден отвор во поклопецот на реакторот. Затоа е потребна претходна подготовка на отворот за манипулација за промена на горивото. Од склопот се вадат затинките за херметичност и затинките за засенчување и со посебен уред се обезбедува затнувањето. По поставувањето на машината за замена кон уредот, се вади сноп од горивни блокови и ексцентрично се поставува под отворот за манипулација, а потоа се прави замена на горивото.



Кај брзите реактори ладени со течни метали (LMFBR) во поклопецот на реакторот постои состав на вртливи затворачи на кои се поставени уредите за манипулација со горивото. Во вртливиот затворач е сместен уредот за вадење и ставање на горивните канали од реакторот. Согореното (потрошеното) гориво со помош на кран се вади и се става во зоната на ладење, која се наоѓа во близина на јадрото на реакторот во која останува за време од една кампања. Помалку се применува одлагање на горивото во зоната на ладење која се наоѓа надвор од реакторот. Секогаш просторот за ладење на горивото се наоѓа под нивото на средството за ладење. На почетокот на другата промена на гориво, горивото од зоната на ладење се вади и со транспортен механизам се носи во контејнерот за ладење. Новото гориво е потребно да се предгрее пред поставување во реакторот. Предгревањето се изведува во посебен контејнер со помош на топол инертен гас (пр. аргон). Температурата на горивото е потребно да се одржува и при транспорт на горивото до реакторот.



8.2.2. Континуирана замена на горивото

Кај реакторите со хоризонтални горивни канали се користи гориво во форма на мали блокови. За зголемување на согорувањето на гориво се користи противсмерна промена на горивото со израмнување на температурите на модераторот и протокот на неутрони (PHWR Candu). При оваа промена се вади на едниот крај дел од горивните елементи од еден канал, а на другиот крај се вметнуваат горивните елементи на новото гориво. Во соседните горивни канали се изведува истата операција но во обратна насока. При таа операција се користат две паралелни машини за полнење и празнење, кои работат на двете страни на реакторот и се приклучуваат кон еден ист горивен канал и работат наизменично во фазата на полнење и празнење. За таа цел краевите на горивните канали се обезбедени со затинки, кои при полнење се вадат, а потоа се враќаат во почетната положба. [58-64]

Кај реакторите со вертикални горивни канали со групна измена на горивото, развиени се два начина за измена на горивото на сличен принцип: првиот е со претходна подготовка на отворот за манипулација, а кај вториот начин таква подготовка не е потребна.

Во првиот случај (пр. GCR) прво со помош на машина се подготвува отворот за манипулација и од него се отстрануваат затинките и се приклучува машината за промена на горивото. Манипулаторот преку подготвениот отвор го поставува горивниот канал на снопот на канали и го менува.

Во вториот случај машината за полнење мора да поседува уред за отстранување на затинките од отворот и резервоарот за одлагање на отстранетите канали.

Кај реакторите со вертикални канали со индивидуална промена на горивото се развиени два начина на промена на горивото, аналогни на претходните. При промена на горивото мора да се отстранат затинките (херметична и засенчување), а потоа да се промени горивото. По промената на горивото затинките се враќаат во почетната положба, но понекогаш мора да се направи и нивна замена (најчесто се менува затинката за херметичност, а за засенчување нема потреба постојано да се менува). Во вториот случај и двете затинки се една целина и тогаш мора да се промени комплетот на затинки. Вториот начин е многу посигурен. И кај двата начина, може да се користи цевен (прачки) и во вид на блокови горивен канал. Кај горивните канали во вид на мали блокови поради поголемо согорување на горивото можно е да се прави преместување на блоковите (крајниот во средина и средниот на крај). Тоа е можно само при примена на две независни машини за промена на горивото.

Кај реакторите со топчести горивни елементи (HTR), горивните елементи со дијаметар 60 mm се истураат во реакторот преку горниот дел, а реакторот се празни од долниот дел. При движење на горивните елементи низ шахтата за водење, централните елементи се движат побрзо од оние на краевите на шахтата. На тој начин се подобрува согорувањето на горивото. На излезот од реакторот искористеното гориво најпрво поминува преку делот за ладење и потоа преку двостепениот разделник. Во првиот степен од разделникот се одвојуваат оштетените горивни елементи, а во вториот се одвојуваат согорените горивни елементи. Оштетените елементи се носат во магацин за одлежување, а останатите се враќаат во реакторот. Во уредот за додавање се ставаат свежи горивни елементи.

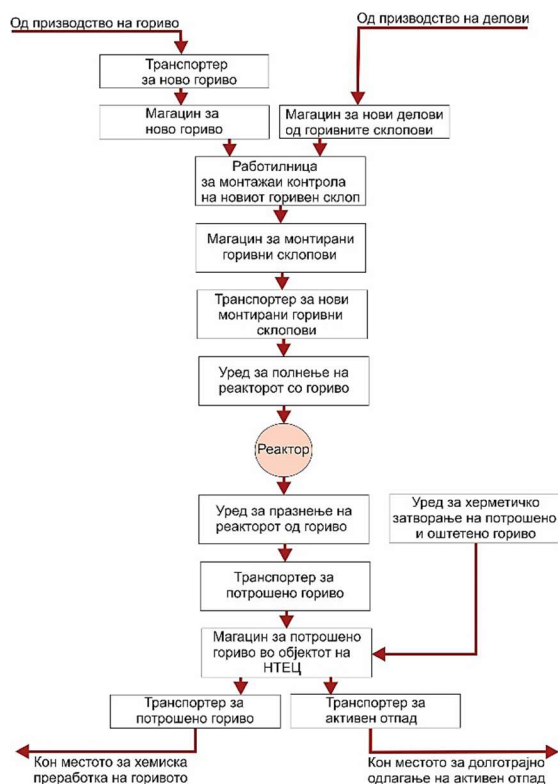


8.3. Надворешен транспорт на нуклеарно гориво

Уредите за надворешен транспорт на горивото е потребно да обезбедат:

- транспорт на ново гориво од погонот за производство до НТЕЦ,
- складирање, монтажа и контрола на новото гориво пред ставање во реакторот,
- промена на потрошеното гориво со ново,
- транспорт на потрошеното гориво до местото за долготрајно одлагање,
- складирање на потрошеното гориво во кругот на НТЕЦ и евентуална негова демонтажа,
- транспорт на потрошеното гориво надвор од НТЕЦ кон хемиска преработка или на одлагање.

Принципиелната шема на уредите за надворешен транспорт на гориво е прикажана на [сл. 8.23](#). [15]



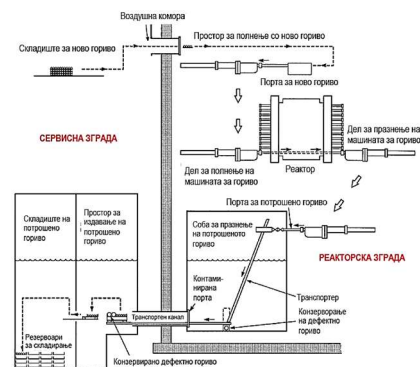
Сл. 8.23. Принципиелна шема на уреди за надворешен транспорт на гориво

Од просторот за монтирање горивото се транспортира до складиштето за ново гориво, односно горивото е spremно за промена и полнење на реакторот. Од складиштето за ново гориво до машината за полнење горивото може да се транспортира на повеќе начини, но најчесто со помош на контејнер. Доколку постои систем за полнење, тогаш новото гориво може директно да се транспортира од складиштето до машината за полнење.

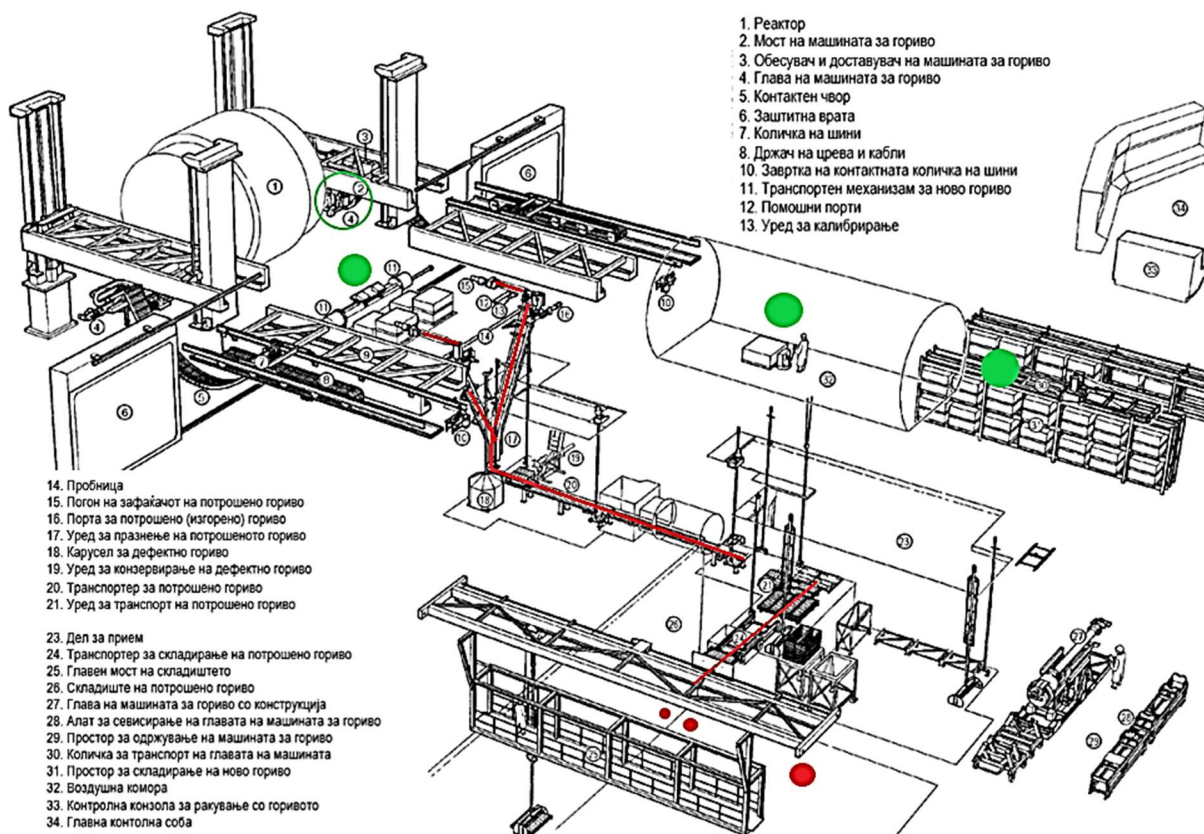
За полнење и празнење на реакторот се користи уред за полнење и празнење, како и посебни кранови или мостови за носење на уредот.

Потрошеното гориво се остава на одлежување во посебен простор и подоцна се транспортира до магацинот на потрошено гориво во НТЕЦ, а дури потоа во простор за одлагање надвор од НТЕЦ.

Во наредниот текст е прикажан начинот на транспорт на горивото кај Candu 6 PWR реактори (сл. 8.25). [54-56]



Сл. 8.24. Принципиелна шема на транспорт на гориво кај Candu 6 PWR

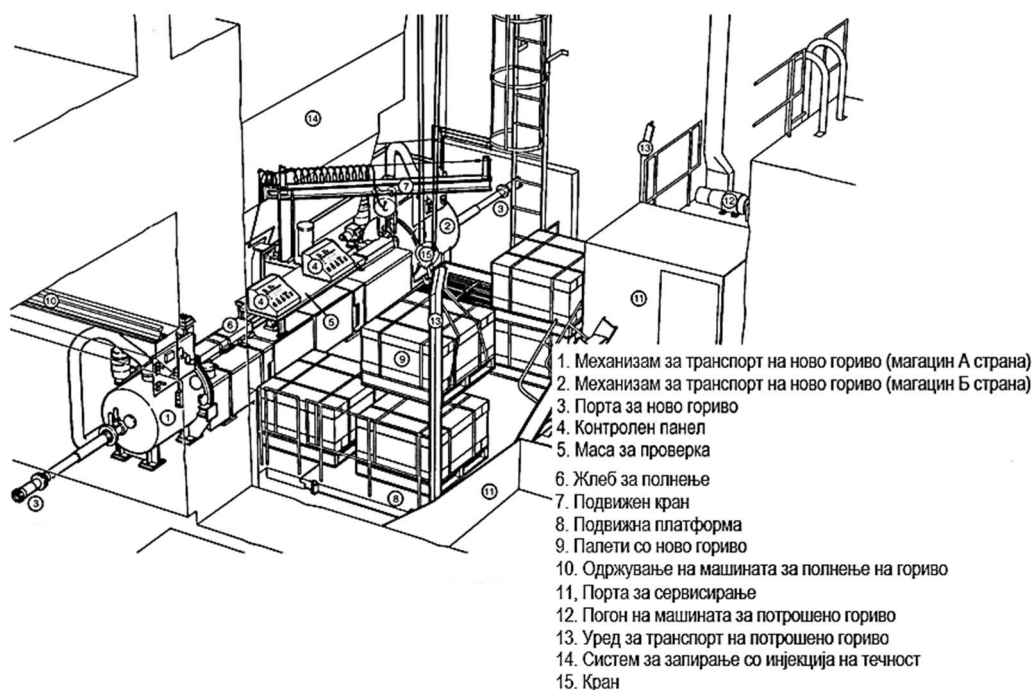


Сл. 8.25. Систем за транспорт на гориво кај Candu 6 PWR

Од сл. 8.24 и 8.25 може да се види дека системот за транспорт на горивото се состои од три основни дела:

- транспорт на новото гориво до реакторот,
- полнење и празнење на горивото во реакторот,
- транспорт на потрошеното и оштетеното гориво од реакторот.

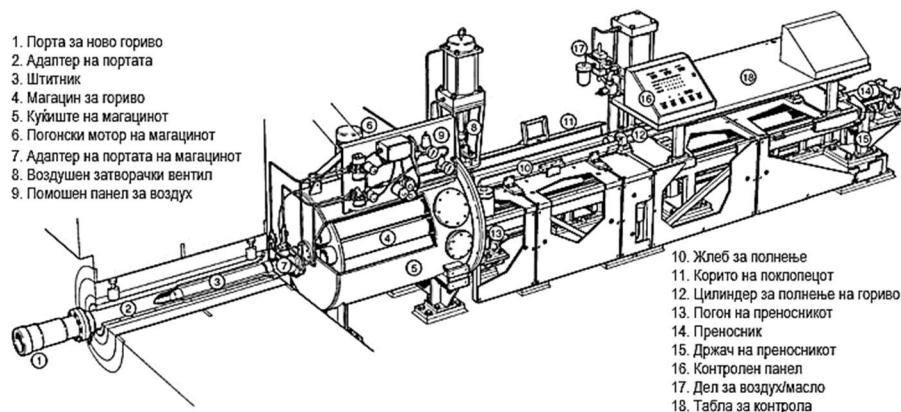
Во првиот дел за транспорт на горивото до реакторот, најпрво горивото се зема од складиштето за ново гориво (31). Во складиштето претходно се транспортира подготвено гориво во горивни елементи од производниот погон, кое е спакувано на соодветен начин. Од складиштето за ново гориво со помош на колички (30) рачно горивните елементи се пренесуваат преку воздушната комора (притисна комора) (32) до уредот за полнење на реакторот, кој е составен од повеќе уреди/системи. Транспортот со колички е мануелен и бара присуство на човек со заштитна опрема. На излезната порта на комората горивото се закачува на уред за подигнување и палетите со горивни елементи стигнува до просторот за полнење на уредот за полнење на реакторот (сл. 8.26). [54-56]



Сл. 8.26. Склоп на уредот за полнење и празнење на горивото во реакторот

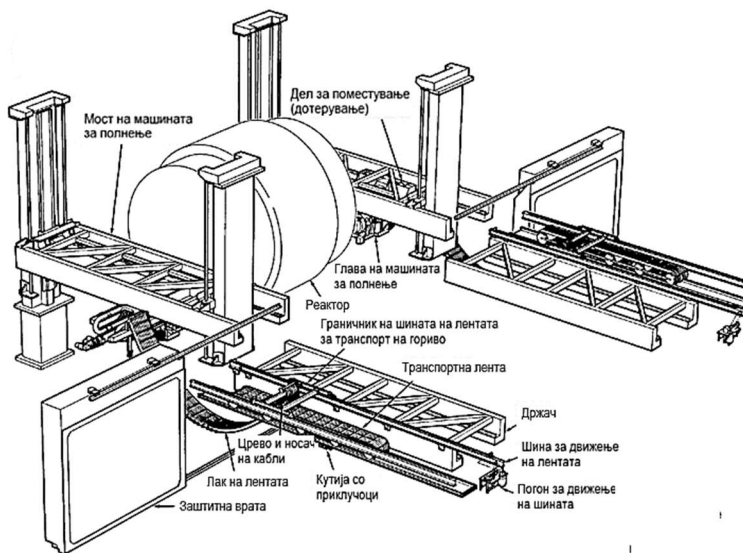
Палетите (9) со горивни елементи (ново гориво) со помош на кранот (15) се оставаат во просторот за полнење на склопот на уредот за полнење (два уреди – двострано полнење и празнење. Новите горивни елементи се ставаат во жлебот на уредот (6) со помош на подвижен кран (7). Горивниот елемент преку жлебот го исполнува магацинот на уредот за полнење (1), кое подоцна портата/цевката (3) го полни реакторот. Потрошеното гориво од магацинот за гориво на уредот се подигнува со уредот за потрошено гориво (13) и се транспортира на одлагање (сл. 8.26). [54-56]

Детален изглед на уредот за полнење за една страна на полнење со сите составни елементи е прикажан на сл. 8.27.



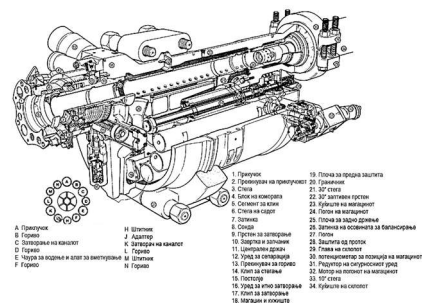
Сл. 8.27. Уред за полнење од едната страна

Така подготвен уредот за полнење (исполнет со ново гориво) со помош на транспортен механизам се сместува во главата за полнење на каландријата на реакторот (сл. 8.28). Кај овој тип на реактори со хоризонтална замена на горивото постојат два уреда за полнење и празнење на горивото, поставени од двете страни на каландријата. Полнењето и празнењето се изведува од спротивни насоки, односно еден горивен канал од каландријата се полни од левата и се празни од десната страна, додека другиот соседен канал се полни од десната и се празни од левата страна. Тоа се прави со цел намалување на температурните деформации на горивните канали. Секој склоп на уредот се состои од две водилки за вертикално поместување на уредот за полнење и мост за хоризонтално поместување, односно соодветно поставување на уредот за полнење во главата за полнење, односно горивниот канал на каландријата (сл. 8.28).

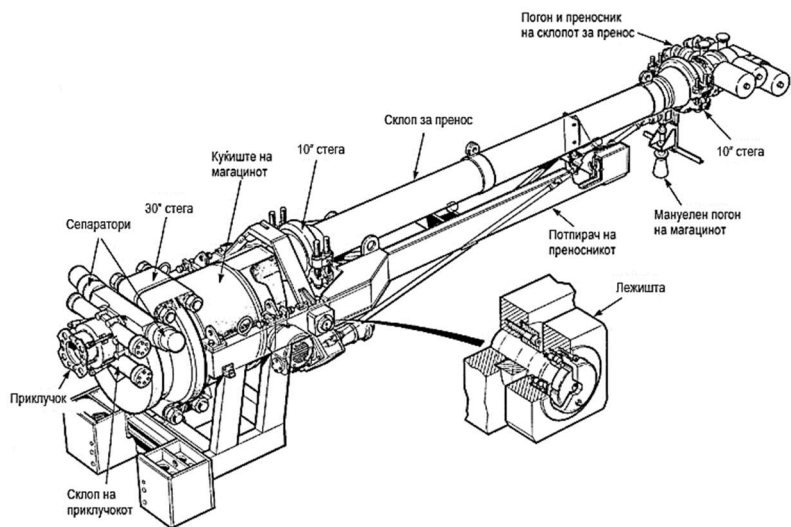


Сл. 8.28. Транспортен систем (склоп на механизми) за поставување на уредот за полнење во главата за полнење на реакторот

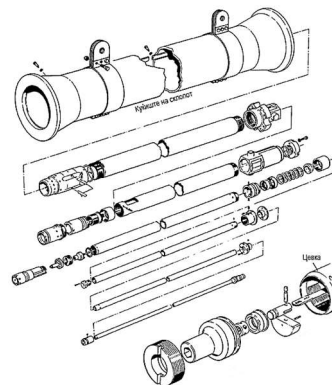
Главата за полнење е повторно сложен механизам за полнење на реакторот со гориво, а е прикажана на сл. 8.29. Во главата постои посебен механизам за уфрлување на горивото прикажан на сл. 8.30. Овој механизам се состои од два дела: механизам за приклучок кон горивниот канал и погонски дел составен од сложен телескопски пренос и погонски мотор.



Механизам за приклучување кон горивниот канал

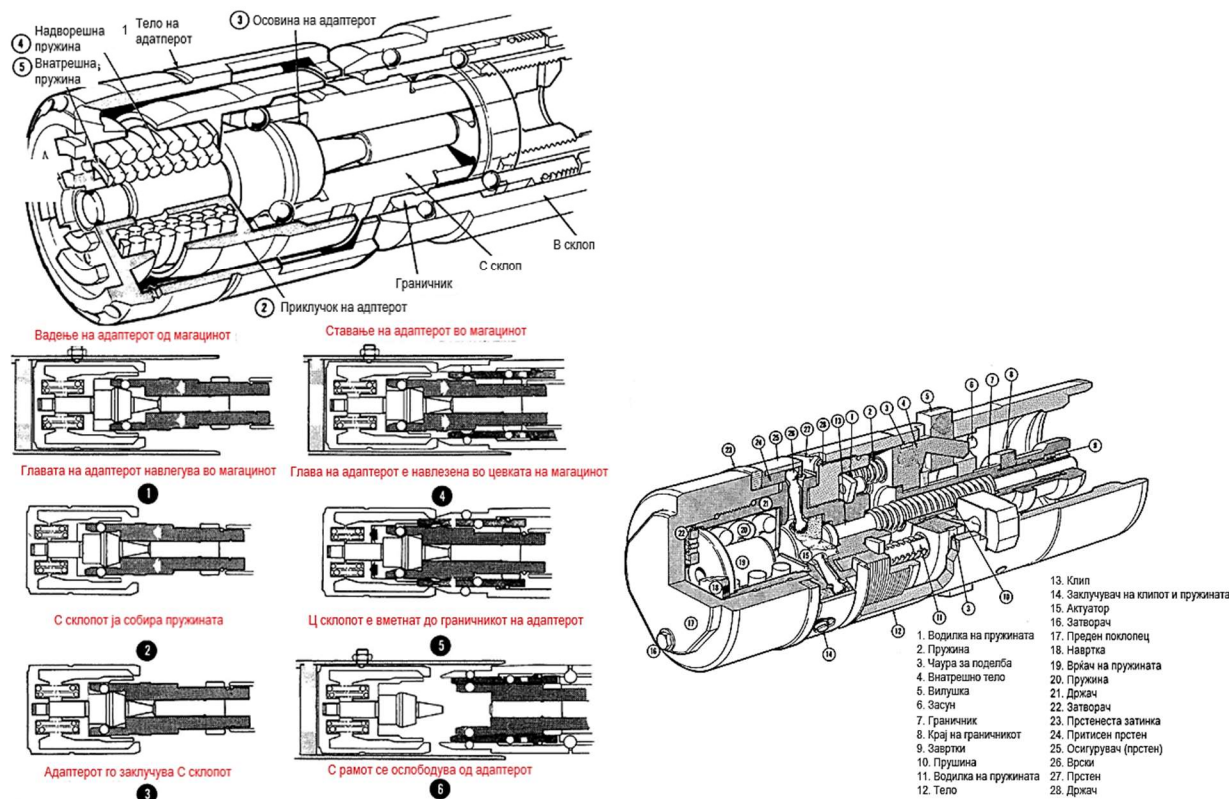


Сл. 8.30. Механизам за уфрлање на горивниот елемент



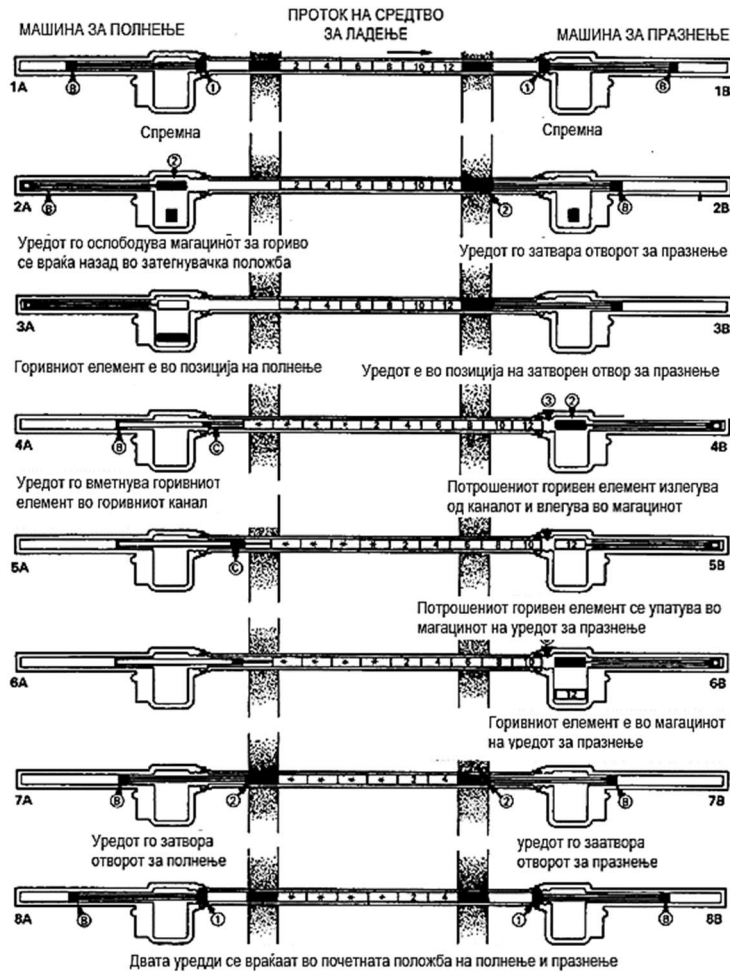
Склоп на телескопскиот пренос

Во главата на уредот за полнење постои адаптер за приклучување кон горивниот канал и механизам за потиснување на горивниот елемент во горивниот канал. Главната улога на адаптерот е да обезбеди херметично отворање и затворање на отворот на каналот за гориво. Нивната конструкција и начинот на работа на адаптерот се прикажани на **сл. 8.31**. [54-56]



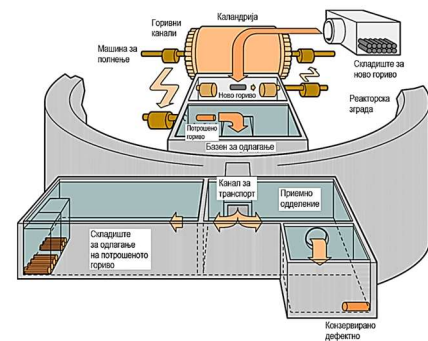
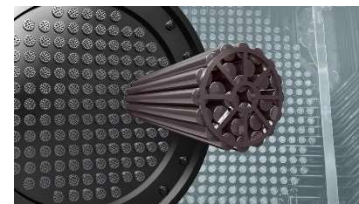
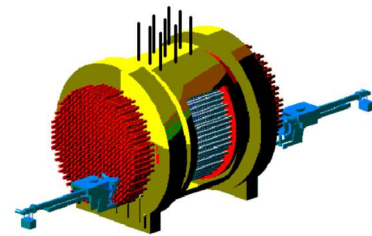
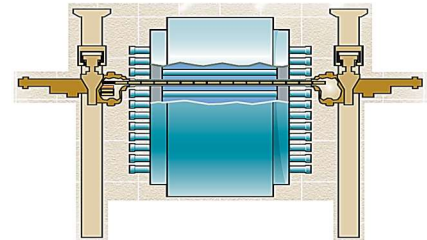
Сл. 8.31. Конструкција на адаптерот и начин на навлегување и ослободување на горивниот канал (лево) и уред за потиснување на горивниот елемент во каналот (десно)

Откако уредот за полнење на горивото е приклучен кон каналот за гориво се изведува полнење со ново гориво и воедно празнење на потрошеното гориво. Тоа значи дека на пример на левата страна од каландријата се изведува полнење, а на десната страна празнење на потрошеното гориво. Целата постапка на полнење и празнење се изведува во неколку фази прикажани на **сл. 8.32**. Полнењето со ново гориво може да се изведува во иста и спротивна насока на струење на средството за ладење, паралелно од двете страни.



Сл. 8.32. Фази на полнење и празнење на каналите за гориво со горивни елементи

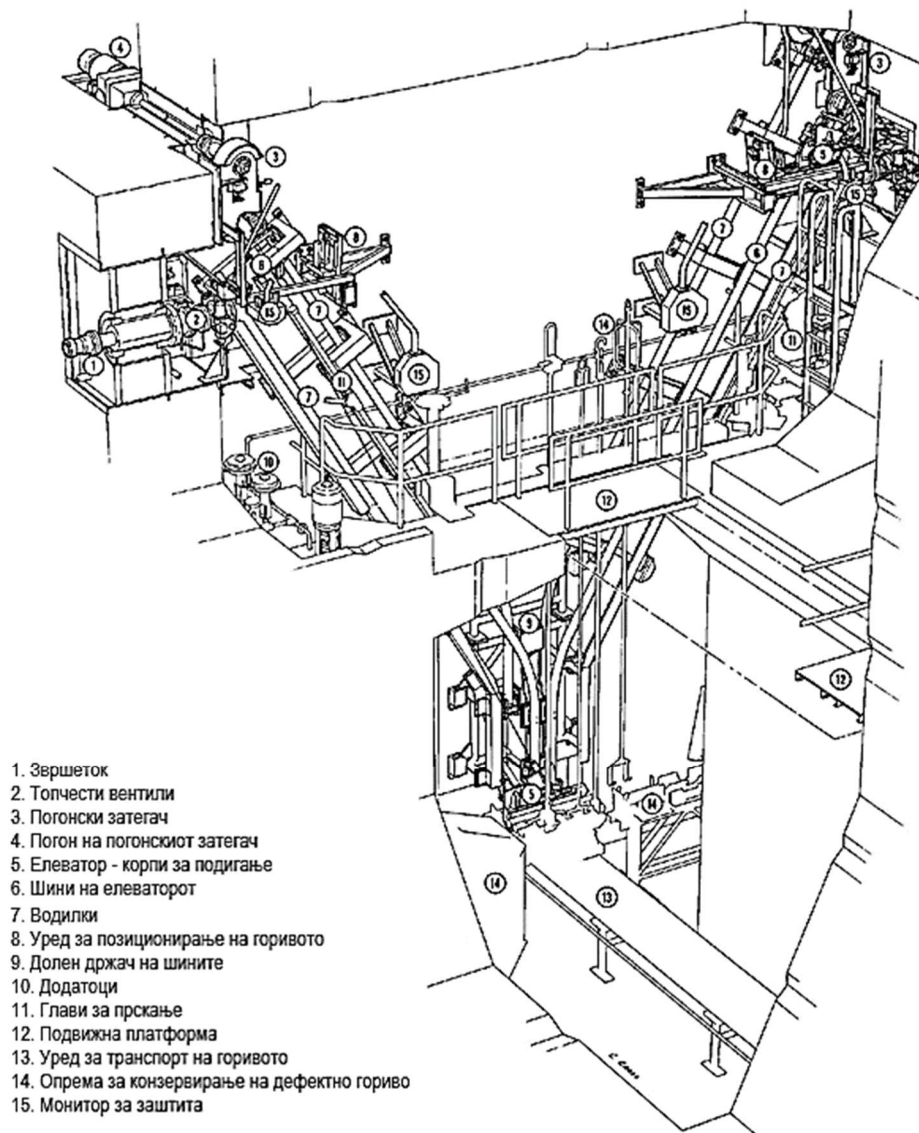
Потрошеното гориво од уредот за полнење/празнење на горивните елементи со транспортен систем се транспортира најпрво во базенот за одлагање сместен во реакторската зграда во кој одлежува до следното полнење, а потоа се транспортира со системот преку посебен канал за транспорт до приемното одделение за потрошено гориво надвор од реакторската зграда. Во приемното одделение од потрошеното гориво се одвојува оштетеното (дефектното) гориво. Потрошеното гориво се остава да одлежи во складиштето за потрошено гориво, а дефектното гориво претходно се конзервира и се става во делот за дефектно гориво. Од складиштето на потрошено гориво, потрошеното гориво се транспортира до



Сл. 8.33. Шематски приказ на транспорт на потрошено гориво

посебно подготвени простори за долготрајно складирање на горивото (стари рудници за сол и сл.) или оди на преработка. Шемат-скиот приказ на транспорт на потрошеното гориво е даден на сл. 8.33.

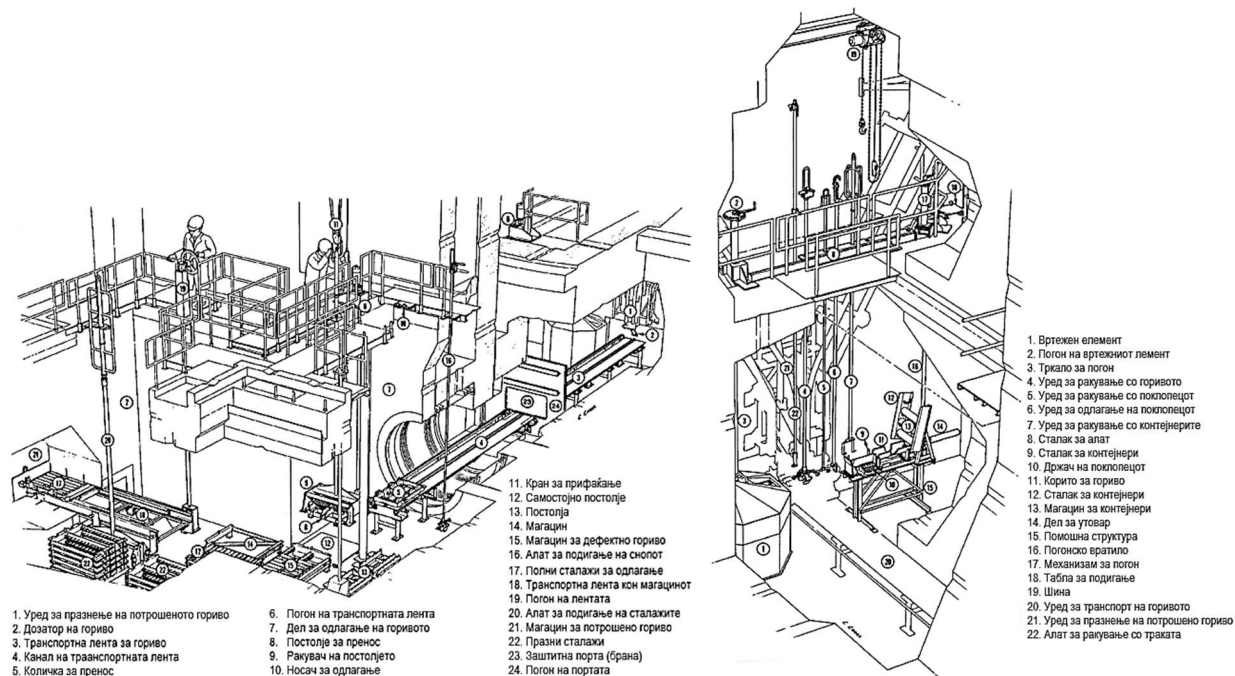
Склопот на уредите за транспорт на потрошеното гориво со составните делови е прикажан на сл. 8.34. [54-56]



1. Звршеток
2. Топчести вентили
3. Погонски затегач
4. Погон на погонскиот затегач
5. Елеватор - корпи за подигање
6. Шини на елеваторот
7. Водилки
8. Уред за позиционирање на горивото
9. Долен држач на шините
10. Додатоци
11. Глави за прскање
12. Подвижна платформа
13. Уред за транспорт на горивото
14. Опрема за конзервирање на дефектно гориво
15. Монитор за заштита

Сл. 8.34. Систем за транспорт на потрошено и оштетено гориво

Одлагањето на потрошеното и оштетеното (дефектно-то) гориво во складиштата се изведува мануелно на дистанца со помош на систем, односно поголем број на уреди за фаќање и складирање. Системот за преземање, ракување, отстранување и одлагање на потрошеното и оштетеното гориво надвор од реакторската зграда е прикажан на сл. 8.35.



Систем за одлагање и преземање на потрошеното и оштетено гориво

Систем за ракување и отстранување на потрошеното и оштетено гориво

Сл. 8.35. Систем за преземање, ракување, отстранување и одлагање на потрошеното и оштетеното гориво надвор од реакторската зграда во кругот на НТЕЦ

8.4. Уреди за регулација и компензација на реакторите

Регулацијата на моќта кај нуклеарните реактори се изведува со промена на реактивноста на јадрото (активната зона). Кај енергетските термички реактори на моќта се дејствува на следните главни начини со: [60]

- поместување (движење) на апсорберот во активната зона или рефлекторот,
- поместување на горивото, модераторот или рефлекторот,
- промена на физичките својства на модераторот, на пример со промена на неговата температура, модераторските својства (поместување на спектарот) или апсорпционите својства (додавање на растворливи апсорбери).

Кај брзите реактори овие начини не може да се искористат, туку се применува нивна комбинација. Основен систем за регулација на моќ кај реакторите, односно промена на реактивноста на јадрото, претставуваат контролните прачки (елементи). Тие работат на принципот на вметнување и вадење на апсорбери во активната зона. Според функцијата контролните прачки може да се поделат на:

- регулациони, со кои се дејствува на промената на моќта на реакторот,
- компензациони, со кои се прават помали промени на реактивноста,
- хавариски, се користат за брзо запирање на реакторот,
- порамнувачки, кои служат за порамнување на протокот на неутрони во активната зона,
- зонски, со кои се компензира нестабилноста на ксенон кај големите активни зони (јадра).

Барањата кои треба да ги задоволат уредите за регулација зависат од физичките својства на јадрото на одреден тип реактор и режимите на работа на реакторот. Од гледна точка на физиката на јадрото, уредите за регулација е потребно да бидат со одредени димензии, доволна брзина на промена и просторно разложување на реактивноста.

При регулација на моќта нема потреба во јадрото да се прават поголеми промени на реактивноста. Максималната реактивност која треба да ја постигнат уредите за автоматска регулација изнесува $0,8\beta$ (β е дел на забавените неутрони). Карактеристичната вредност на реактивноста при работа на уредите за автоматска регулација се движи од $(0,3 \div 0,5)$ %. Про-

сечната брзина на ослободување на реактивноста за контролна прачка за автоматска регулација е од $(0,02 \pm 0,002) \text{ s}^{-1}$. Друго барање на прачките е доволната прецизност на поставување на контролните прачки, изразена преку реактивноста, а се движи во големина $0,0001$. При тоа контролната прачка треба доволно долго да се задржи во одредена позиција, односно времето на запирање при максимална брзина на прачката треба обично да изнесува $0,2 \text{ s}$.

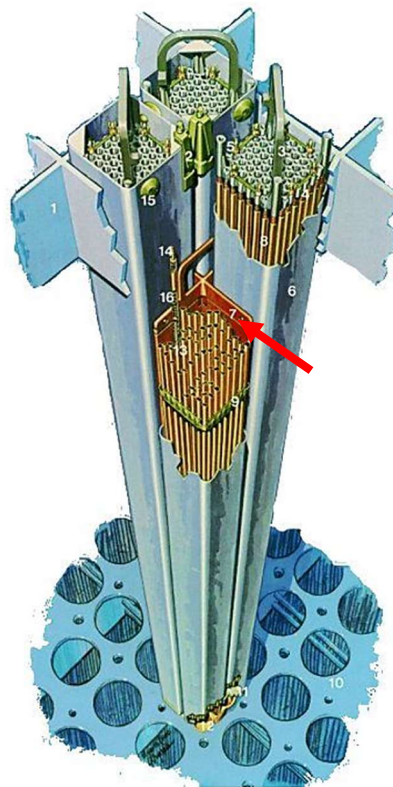
Уредите за компензација може да влијаат на поголеми промени на реактивноста, но промената на нивното ослободување може да биде бавна. Просечната брзина на промена на реактивноста кај овие уреди се движи во редот на 10^{-4} s^{-1} . Механизмот за погон на компензационите прачки треба да биде до точност $2 \cdot 10^{-5}$.

Брзото запирање на реакторот се нарекува хавариско запирање, а соодветните уреди се нарекуваат хавариски уреди (на пример хавариски прачки). Големината на реактивноста при хавариско запирање треба да биде најмалку $-0,2$ и треба да овозможи потполно запирање на реакторот. Брзината на запирање изразена преку реактивноста треба да биде од редот $0,01 \text{ s}^{-1}$ и повеќе. Кај овие прачки се користи слободниот пад на прачките доколку тие се поставени над јадрото, а нивното забавување се изведува со помош на амортизери поставени во долниот дел на јадрото.

Кај некои типови реактори за заштита од непредвидени ситуации се применува секундарна или терцијарна хавариска заштита. Главните барања на овие хавариски заштити се:

- обликот на апсорпциониот дел треба да се разликува од примарната хавариска заштита, со цел обезбедување на функцијата при сите околности;
- задвижувањето (ослободувањето) на уредот не треба да има механички подвижни делови;
- сигналот за задвижување на овие уреди треба да биде инициран од друго место, односно од друг извор во однос на тој кај примарната заштита;
- уредот треба да има висока сигурност при работа.

Како секундарна заштита од хаварија кај PWR и BWR реакторите се користи впрскување на течен и растворлив апсорбер во примарниот круг на средството за ладење, како на пример борна киселина. Кај реакторите со тешка вода може да се искористи брзо празнење на модераторот во посебен резервен сад. Кај реакторите со модератор од графит се користи пуштање на апсорпциони топки во активната зона, а кај некои се користат апсорпциони прачки. Кај AGR реакторите се користат канали низ кои поминува азот под притисок, а за трај-



1. Горна водилка за гориво;
2. Затворац на каналите за гориво;
3. Горна плоча;
4. Пружина;
5. Затворац;
6. Горивен канал
7. Контролна прачка;
8. Горивна прачка;
9. Дистанцер;
10. Јадро;
11. Долна плоча;
12. Држач за гориво;
13. Таблета гориво;
14. Завршен дел;
15. Дистанцер на каналите;
16. Пружина.

Сл. 8.36. Јадро кај BWR реакторите

но намалување на реактивноста се користат топчиња од борно стакло, кои се внесуваат под дејство на азот под притисок низ посебни канали.

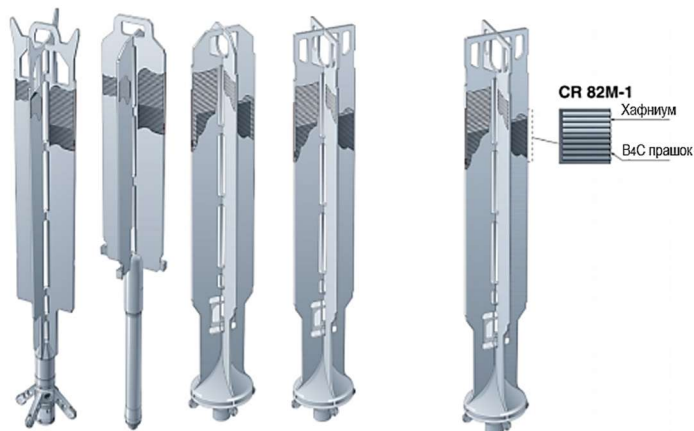
Најраспространет начин за регулација на реакторите е со помош на контролни прачки. Контролните прачки најчесто се составени од следните делови:

- апсорпционен дел, кој најчесто е поставен над јадрото или делумно навлегува во јадрото;
- механизам за погон, кој го пренесува движењето од погонската единица и е составен од: редуктор, кинематски пар, кочница, спојка и индикатор за положба;
- погонска единица, која служи за производство на вртежен момент или сила на влечење. Најчесто се користи електромотор (обичен или чекорен) или клипен или чекорен хидрауличен погон.

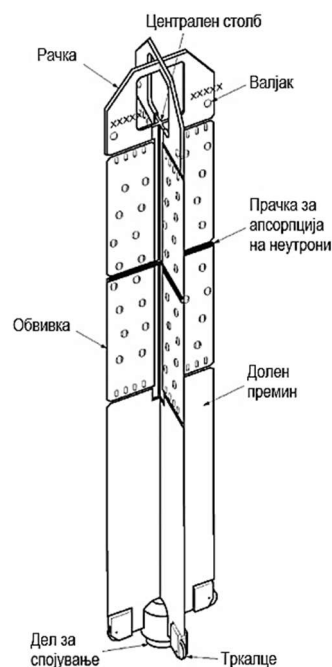
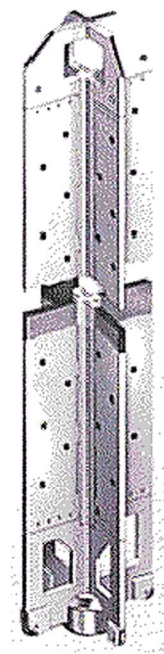
8.4.1. Апсорпциони делови на контролните прачки

Апсорпциониот дел на контролните прачки се користи за регулација, компензација и хавариско запирање на реакторите. Апсорпционите делови во зависност од нивната функција меѓу себе се многу слични, а основната разлика е во нивниот број и материјалот за нивната изработка, односно големината на реактивноста. Апсорпционите делови се претежно прачки и нивниот пресек се разликува од типот на реакторот. [60,63]

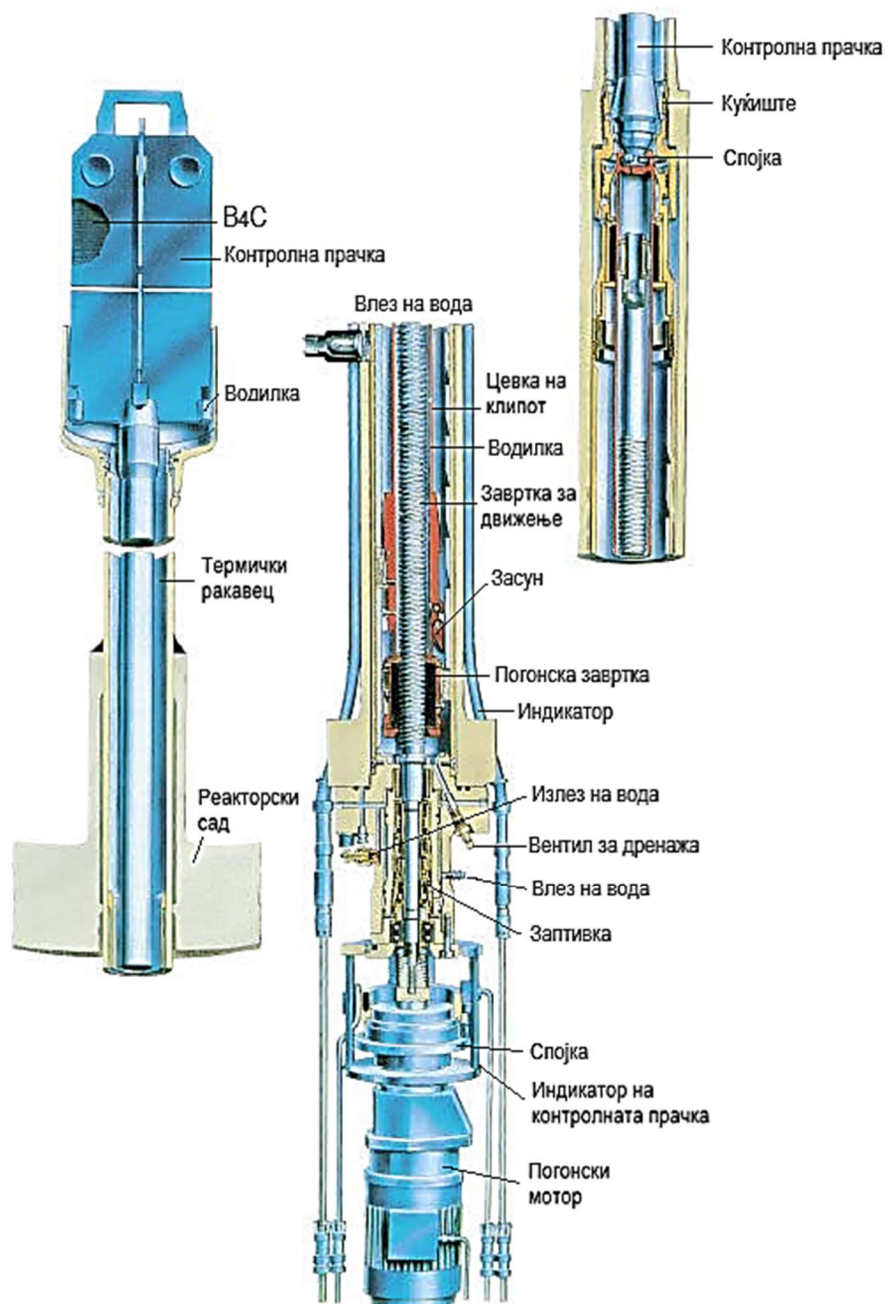
BWR реакторите имаат тесна горивна мрежа и затоа апсорпционите делови се прават како плочи во вид на крст поставени меѓу горивните канали (сл. 8.36, 8.37, 8.38 и 8.39).



Сл. 8.38. Контролни прачки за сите видови на BWR (Westinghouse CR 82M-1)

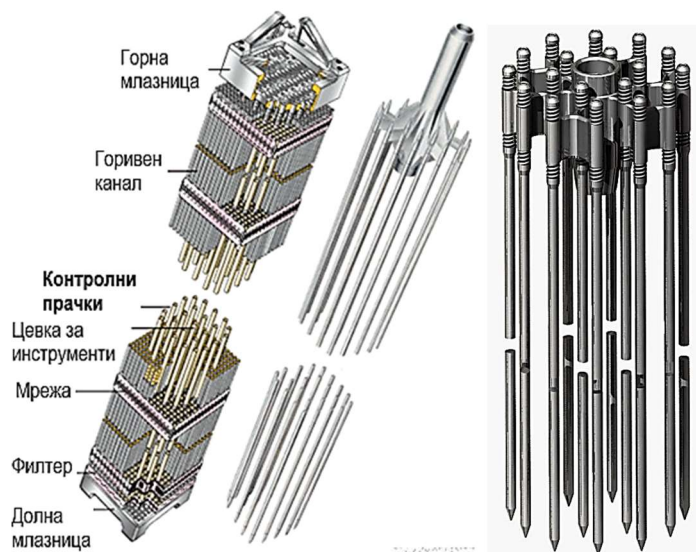


Сл. 8.37. Изглед на контролните прачки кај BWR реакторите во вид на крст

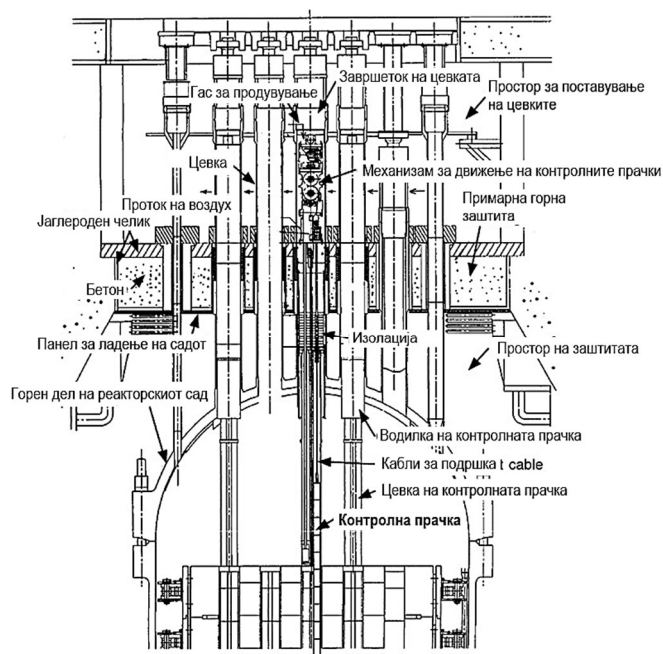


Сл. 8.39. Шематски приказ на контролните прачки и механизмот за задвижување ка BWR (НТЕЦ Оikiluoto 1 и 2, Јапонија)

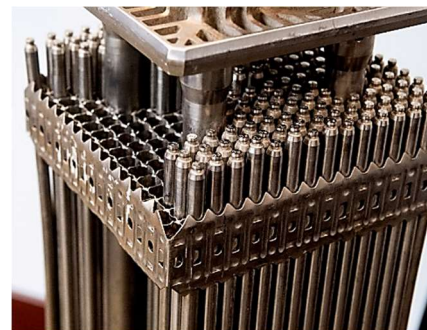
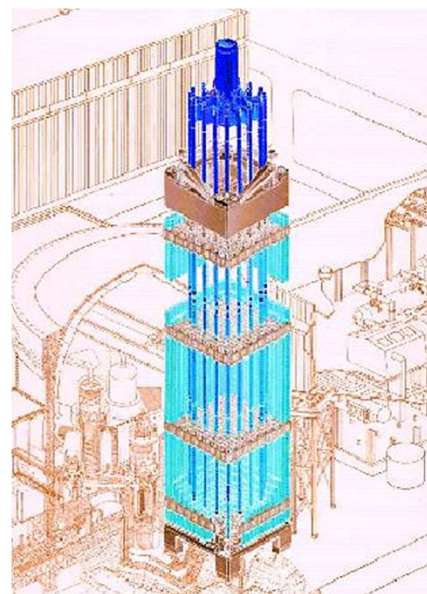
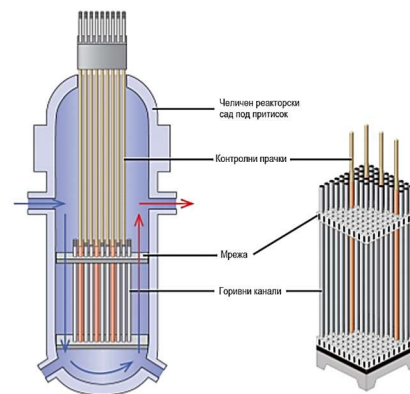
Кај PWR реакторите се применува сноп на врзани апсорпциони прачки со кружен пресек, кои се поставуваат во цевки меѓу горивните канали, во кои намерно нема поставено горивни елементи (сл. 8.40, 8.41 и 8.42). [60,63]



Сл. 8.40. Изглед и поставување на контролните прачки кај PWR

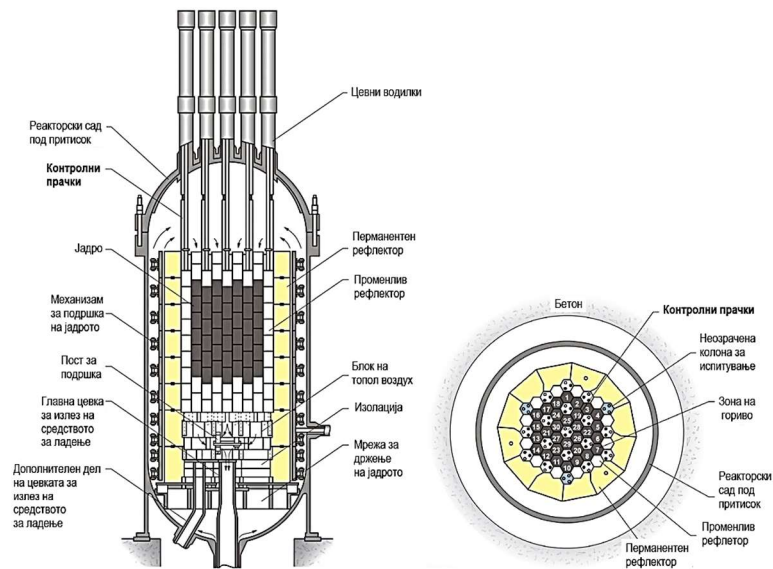


Сл. 8.42. Пресек на системот со контролни прачки кај PWR

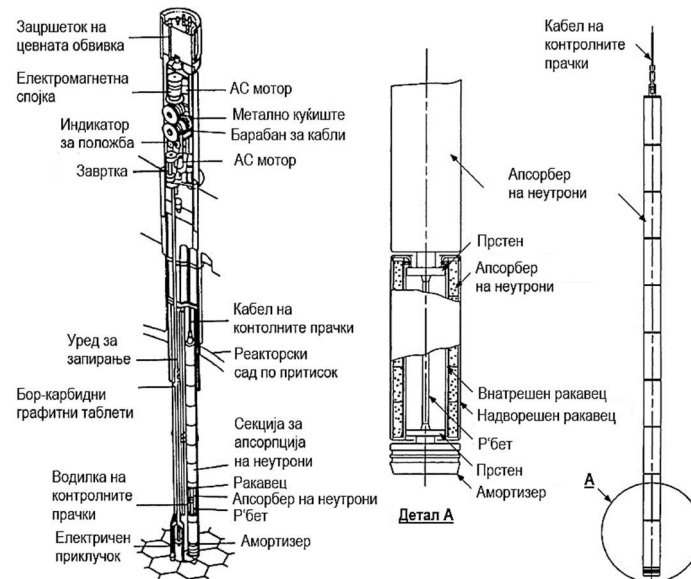


Сл. 8.41. Поставување на контролните прачки кај PWR

Апсорпционите прачки кај графитните реактори GCR, AGR, HTGR имаат кружен пресек, а се поставуваат во петтиот отвор меѓу мрежата на горивните канали или на место на горивните канали (сл. 8.43 и 8.44). [60]

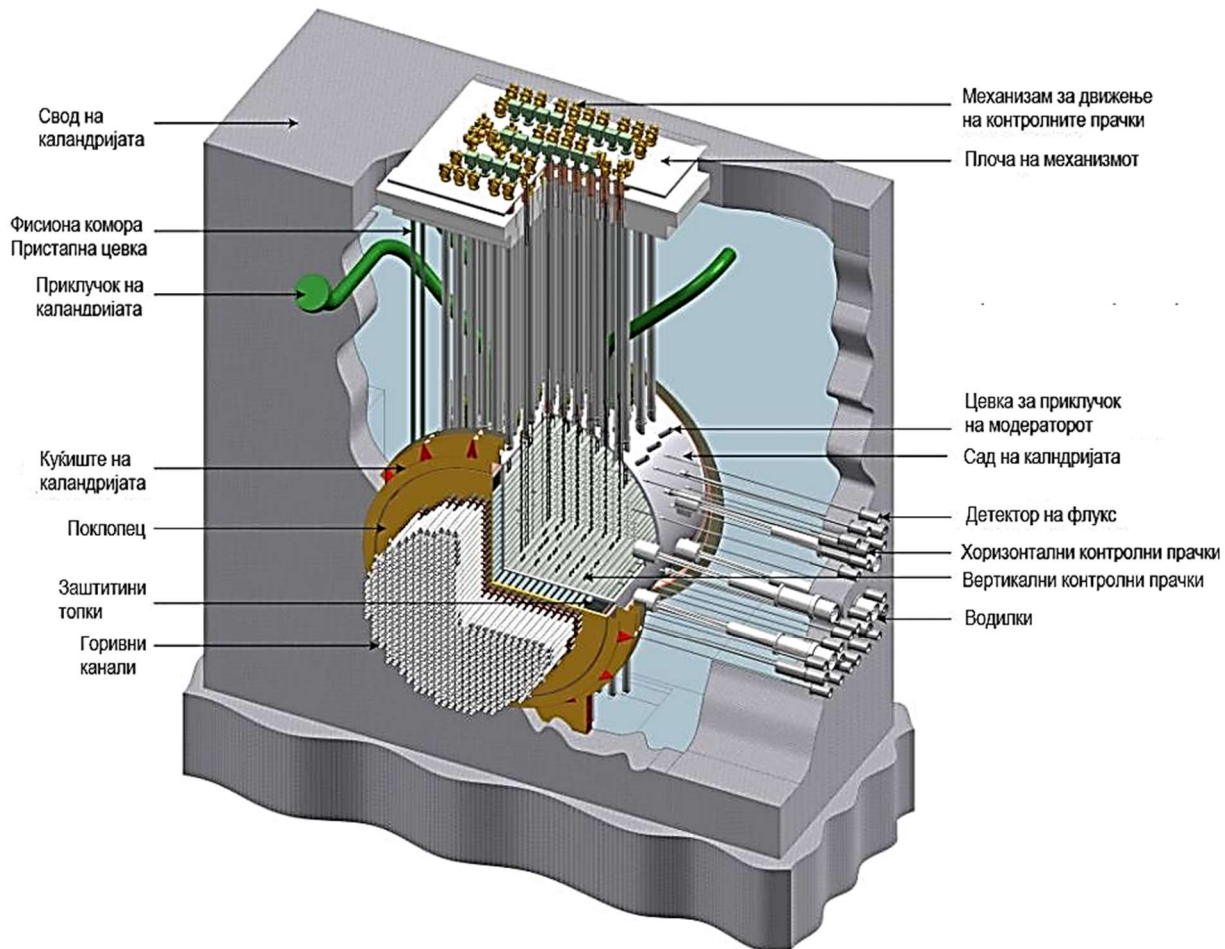
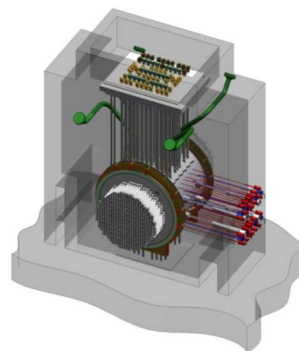


Сл. 8.43. Поставување на контролните прачки кај високотемпературните реактори модерирали со графит, а ладени со гас (HTTR)



Сл. 8.44. Основни делови на контролните прачки кај HTTR

Реакторите со тешка вода (HWR, PHWR) имаат слободна мрежа на горивни канали и апсорпционите прачки со кружен пресек се поставуваат помеѓу горивните канали. На сл. 8.45 е прикажан системот за намалување на реактивноста (регулација) кај Candu 6 PHWR реакторите. Кај овој тип на реактори постојат два система за регулација (примарен и секундарен) составен од вертикални и хоризонтални контролни прачки. Вертикалните контролни прачки се спуштаат со помош на механизам за движење и се поставени по должина на каландријата, а хоризонталните влегуваат странично во каландријата. Контролните прачки се водат со цевни водилки. [54-56]



Сл. 8.45. Систем за регулација со контролни прачки кај Candu 6 PHWR реакторите

Со апсорпција на неутроните во активниот дел на апсорпционите прачки се формираат нови изотопи со променети апсорпциони својства. На пример бор и кадмиум согоруваат без формирање на изотопи со голем апсорпционен пресек. Од друга страна еуропиум и хафниум формираат цела низа на изотопи со голем апсорпционен пресек. Од тие причини треба да се има предвид изборот на материјалот на контролните прачки и времето на нивното согорување.

При апсорпција на неутроните во контролните прачки се појавува значително висока температура. На пример кај прачките изработени од бор при реакција на секој атом на бор се развива топлина од $3,48 \cdot 10^{-13}$ J. Од друга страна и гама зраците придонесуваат кон покачување на температурата. За таа цел тие се ладат со средство за ладење.

Поради лошите механички особини и отпорност на корозија на апсорпционите материјали, контролните прачки се преслекуваат со алуминиум и негови легури, циркониум и не'рѓосувачки челик.

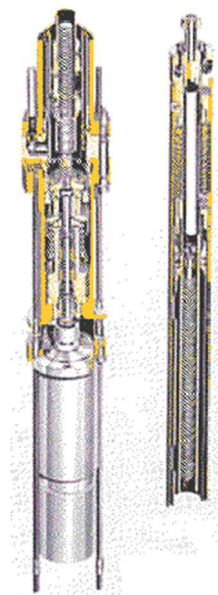
8.4.2. Механизам за погон на контролните прачки

Механизмите за погон на контролните прачки може да бидат поставени внатре или надвор од садот под притисок на реакторот. Кога механизмот е сместен во реакторскиот сад мора да биде посебно заштитен (херметички) од дејството на средството за ладење, а кога е надвор од реакторскиот сад потребно е да се обезбеди херметичност на спојот на механизмот и прачката во делот на навлегување на контролната прачка во садот (сл. 8.46 и 8.47).

Механизмите за погон се составени од неколку главни делови: механизам за движење, уред за забрзување, амортизери на удар, индикатори за положба и спојка.

Механизмот за движење служи за трансформација на ротационото движење на погонот во праволиниско движење на апсорпциониот дел на прачката. Составен дел на овој механизам може да биде и редуктор на бројот на вртежите. Механизмите за движење може да бидат: кинематски пар на завртка и навртка, запчест кинематски пар и со назабен гребен, линеарен механизам на чекорен мотор (електричен или хидрауличен), клипен механизам и систем со барабан со сајла.

Механизам за забрзување на движењето на контролните прачки се користи кај хавариските контролни прачки, кај кои се бара брзо поставување на прачките за спречување на хавариска состојба. Во основа најчесто се користи пружина или клип поврзан со акумулатор на притисок.

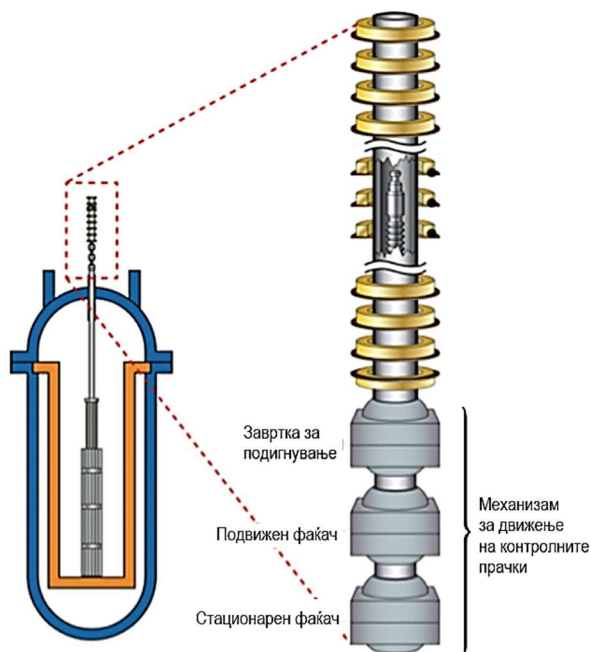


Сл. 8.46. Погонска единица на контролните прачки кај реакторите ладени со вода

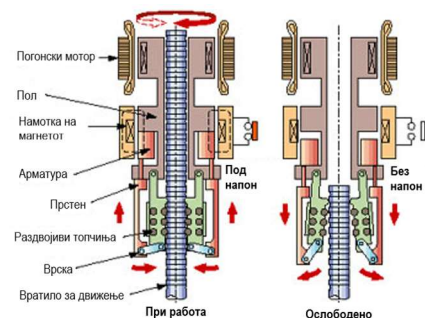
Амортизерот се користи за примање на ударите при движењето на контролните прачки. Кај реакторите ладени со вода се користат хидраулични амортизери. Кај реакторите ладени со гас се користи забавување со обратно побудување на моторот или кочница. Покрај тоа на крајот на прачката се поставува дополнителен амортизер со пружина.

Индикаторот за положба на контролните прачки е многу битен дел со помош на кој се знае точната положба на контролните прачки. Тој е поставен на командниот пулт за ракување со реакторот. Работи на принцип на соленоид, ротациони потенциометри и линеарни линии.

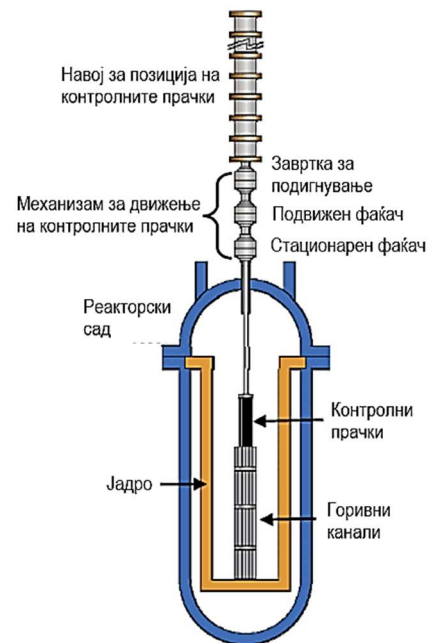
Погонската единица најчесто е електромотор (со променлива насока или истонасочен). Кај реакторите ладени со вода се користат синхрони реактивни мотори. Кај реакторите ладени со гас се користат бавновртежни синхрони мотори со константен вртежен момент со помош на кои може контролната прачка да се држи во посакувана положба. Други мотори кои може да најдат примена се линеарните чекорни мотори со магнетен подигнувач. Кај реакторите во кои погонската единица е сместена под јадрото се применува хидрауличен клипен погон (сл. 8.48).



Сл. 8.47. Изглед и основни делови на механизмот за погон кај PWR



Сл. 8.48. Погонска единица со електромотор со променлива насока



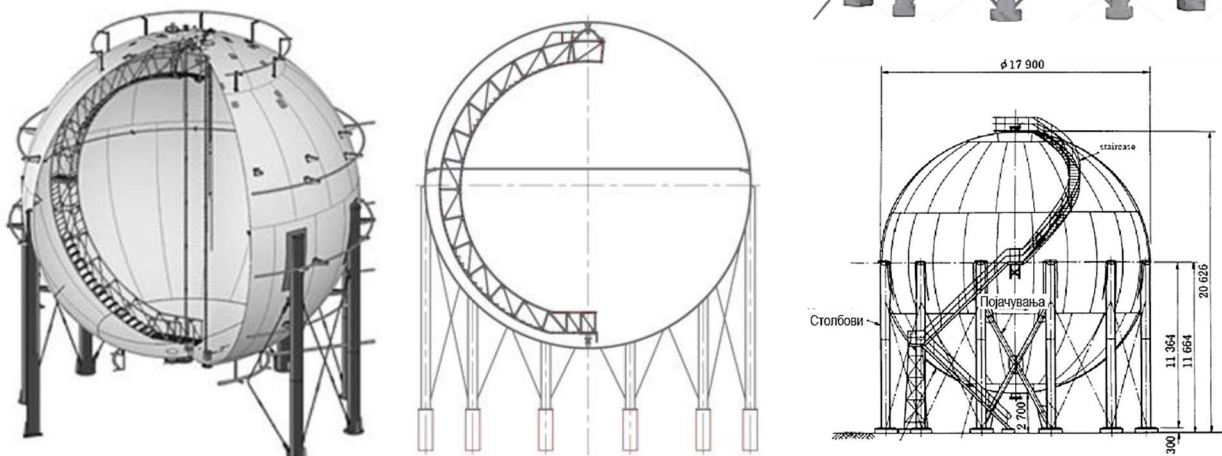
8.5. Садови под притисок кај реакторите

Садовите под притисок кај реакторите се еден од најоптоварените делови на реакторот. Кај реакторите најголемо влијание има зрачењето, кое влијае на својствата на материјалите од кои е изработен садот. Затоа, пред садовите под притисок се поставуваат посебни барања при нивна конструкција, изработка, транспорт, монтажа и експлоатација. Се применуваат два вида на садови под притисок: челични и бетонски.

8.5.1. Челични садови под притисок

Челичните садови под притисок се тешки и габаритни елементи со тежина од неколку стотици тони со приближни габарити, односно дијаметар 7 m и височина од 23 m. Тие можат да бидат топчести и цилиндрични (вертикален и хоризонтален цилиндар). [65,66,68]

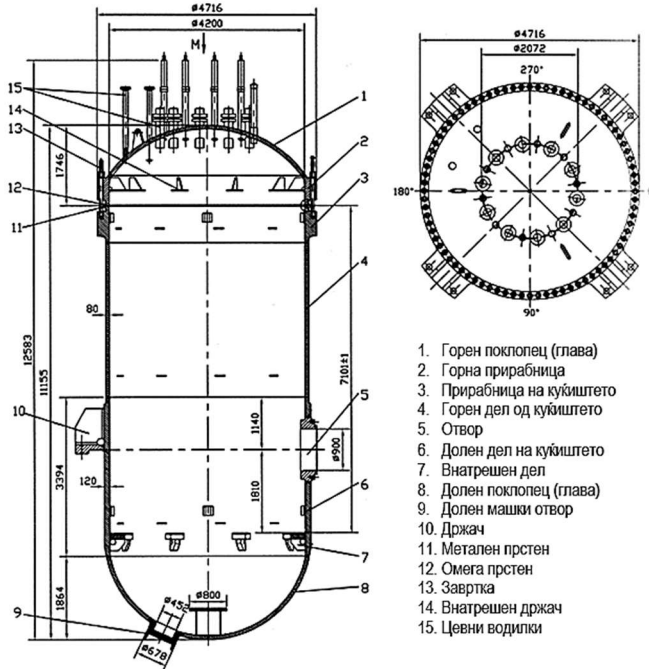
Кај реакторите ладени со гас со покачување на нивната моќ, паралелно се зголемувале димензиите на садот под притисок. Кај нив се почнало со топчести конструкции на садот (сл. 8.49).



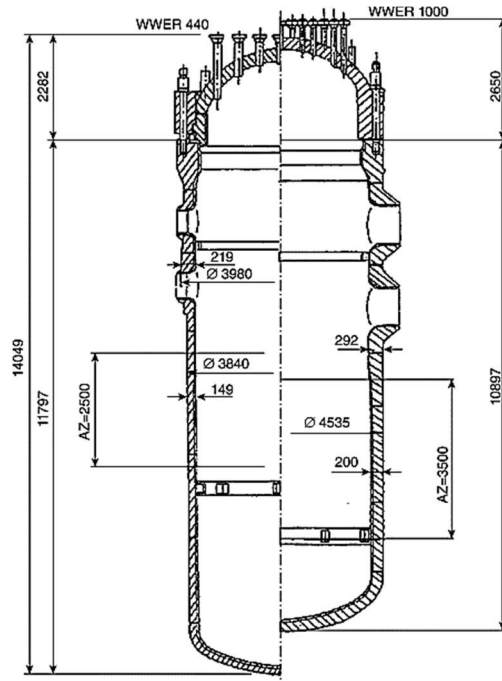
Сл. 8.49. Сферични (точести) челични садови под притисок

Најголема примена кај реакторите наоѓаат челичните вертикални цилиндрични садови под притисок. Со развој на моќта на реакторите постојано се зголемувале димензиите и дебелината на ѕидот на садовите. Садот под притисок се состои од тело на садот на кое има отвори за влез и излез на средството за ладење и водилки за контролните прачки.

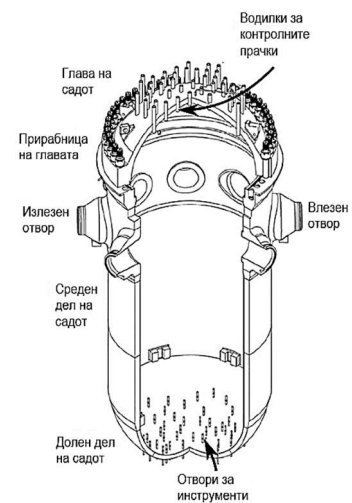
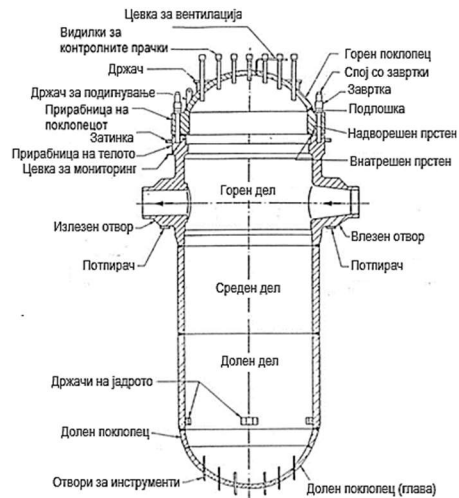
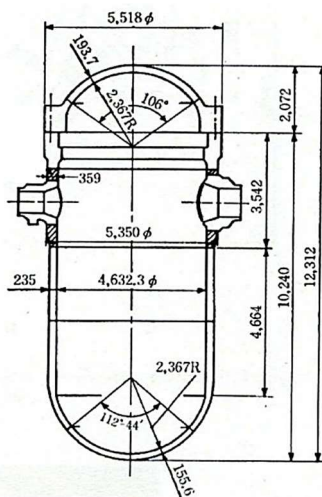
На следните сл. 8.50, 8.51 и 8.52 се прикажани пресеци на садовите под притисок со соодветните составни делови за различни типови на реактори. [65,66,68]



Сл. 8.50. Пресек и составни делови на сад под притисок кај високотемпературни реактори (HTR-10)

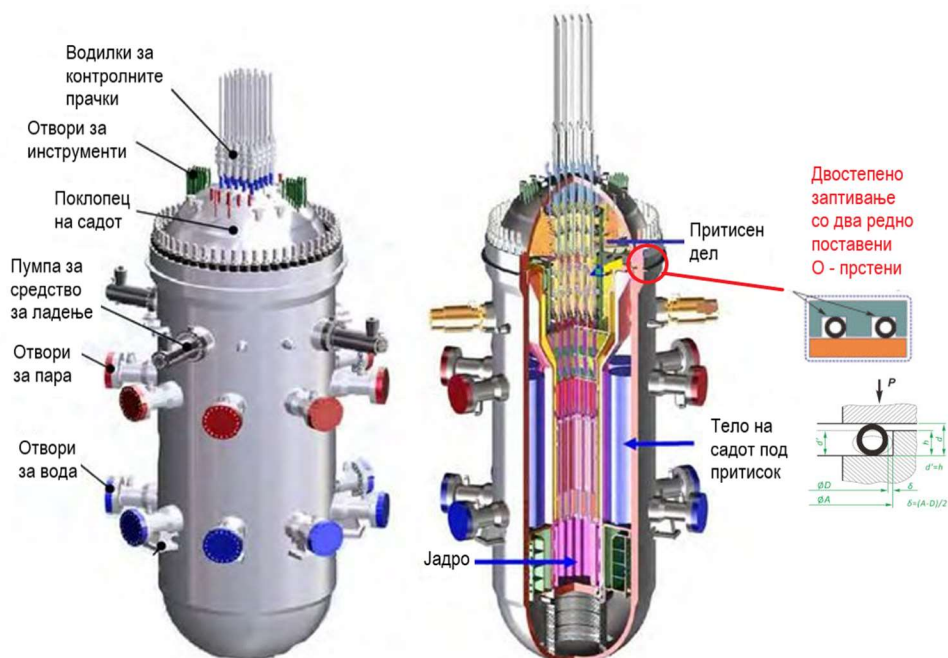


Сл. 8.51. Споредба на садот под притисок кај PWR и BWR (WWER)



Сл. 8.52. Типичен сад под притисок на производителот Westinghouse кој се применува кај PWR

На сл. 8.53 е прикажан поглед и пресек на сад под притисок со потребните отвори и потребниот простор за поставување на јадрото, како и начинот на затнување на поклопецот со телото на садот изведено со два O – профил-прстени. Легираните челици за изработка на садовите се дадени во таб. 8.1.



Сл. 8.53. Поглед и пресек на сад под притисок кај PWR со сите потребни отвори и делови

Таб. 8.1. Хемиски состав на материјали за изработка на челични садови под притисок кај реакторите:

Материјал	Содржина на елемент % теж.								
	C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Mo	V
15Kh2MFA	0,13 0,18	0,30 0,60	0,17 0,37	Max 0,025	Max 0,025	2,50 3,00	Max 0,40	0,60 0,80	0,25 0,35
Sv-10KhMFT+AN42	0,04 0,12	0,60 1,30	0,20 0,60	Max 0,042	Max 0,035	1,20 1,80	Max 0,30	0,35 0,70	0,10 0,35
Sv-10KhMFT+AN42	0,04 0,12	0,60 1,30	0,20 0,60	Max 0,012	Max 0,015	1,20 1,80	Max 0,30	0,35 0,70	0,10 0,35
Sv-13KhMFT+OF6	0,11 0,16	0,40 0,70	0,17 0,35	Max 0,030	Max 0,030	1,40 2,50	-	0,40 0,80	0,17 0,37
15Kh2NMFA	0,13 0,18	0,30 0,60	0,17 0,37	Max 0,020	Max 0,020	1,80 2,30	1,00 1,50	0,50 0,70	Max 0,10
Sv-12Kh2N2MA+FC-16	0,05 0,12	0,50 1,00	0,15 0,45	Max 0,025	Max 0,020	1,40 2,10	1,20 1,90	0,45 0,75	-
Sv-12Kh2N2MA+FC-16A	0,05 0,12	0,50 1,00	0,15 0,45	Max 0,012	Max 0,015	1,40 2,10	1,20 1,90	0,45 0,75	-
Дозволена содржина на поединечни материјали во составот на стандардни челици:									
Материјал	P	S	Cu	As	Sb	Sn	P+Sb+Sn	Co	
15Kh2MFAA	0,012	0,015	0,08	0,010	0,005	0,005	0,015	0,02	
15Kh2NMFAA	0,010	0,012	0,08	0,010	0,005	0,005	0,015	0,02	
A 533-R, класа 1	0,012	0,015	0,10	-	-	-	-	-	

Работниот век на садовите под притисок треба да биде над 25 год. и затоа пред нив се поставуваат посебни барања. Поради влијание на неутронското зрачење од активната зона се менуваат механичките својства на материјалот. Тоа предизвикува стареење на материјалот и можна појава на пукнатини и деформации во најдебелите места на садот. Од друга страна, многу е битно и влијанието на корозијата, која директно влијае на зголемувањето на појавените пукнатини. Кај PWR и BWR дегазираната и деминерализираната вода, која воедно е средство за ладење и модератор, претставува многу агресивна средина. За таа цел садовите кај овие реактори од внатрешната страна се превлекуваат со слој од аустенитен не'рѓосувачки челик. [65,66,68]

Непожелна појава кај садовите под притисок е појавата на крт лом, кој се појавува при ниски температури на материјалот. Кртиот лом зависи од дебелината δ , широчината B и должината на материјалот l_0 . При тоа мора да бидат исполнети следните услови:

$$B \geq 2 \left(\frac{K_{1C}}{\sigma_{kr}} \right) \quad \text{или} \quad \sqrt{\frac{2}{\pi}} \sigma_{kr} \sqrt{l_0} = K_{1C}$$

K_{1C} = издржливост на лом

Највисоката работна температура на садот под притисок се определува од претходната температура при максимално напрегање на сидот со соодветна резерва $\Delta T = (10 \div 25) \text{ }^\circ\text{C}$. Значителни оштетувања на материјалот се постигнуваат при работни температури до $200 \text{ }^\circ\text{C}$, а на $300 \text{ }^\circ\text{C}$ се појавуваат препознатливи промени на материјалот.

За појава на крт лом потребно е да постои голем и оштар излезен макродефект или голем прираст на дефектот. Состојбата на дефектот се проверува со изразот:

$$\left(\frac{s}{l} \right)_{\min} = \left(\frac{\sigma}{\sigma_{kr}} \right)^2 = \left(\frac{R}{R_p} \right)^2$$

Критичната вредност на дефектот се определува:

$$l_{kr} = \text{const.} \left(\frac{K_{1C}}{\sigma} \right)^2$$

Дозволената вредност на дефектот е:

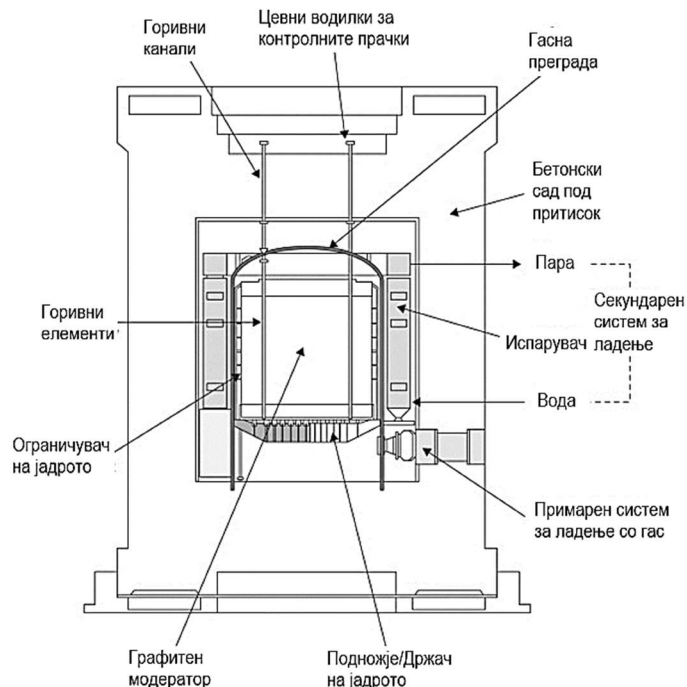
$$l_{doz} = \frac{l_{kr}}{n}$$

Материјалите за садовите под притисок може да се поделат во три групи во зависност од границата на лизгање:

- I. Челици со ниска граница на лизгање $< 500 \text{ MPa}$
- II. Челици со средна граница на лизгање $(500 \div 900) \text{ MPa}$
- III. Челици со висока граница на лизгање $> 1 \text{ GPa}$

8.5.2. Бетонски садови под притисок

Кај реакторите модерирани со графит се применуваат садови под притисок изработени од преднапрегнат бетон. Бетонските во однос на челичните садови под притисок, кои наоѓаат примена кај овие реактори, се покажале подобри поради големите димензии, економската ефективност и вкупната безбедност на постројката. На сл. 8.54 е прикажан сад под притисок изработен од преднапрегнат бетон за AGR реактор.

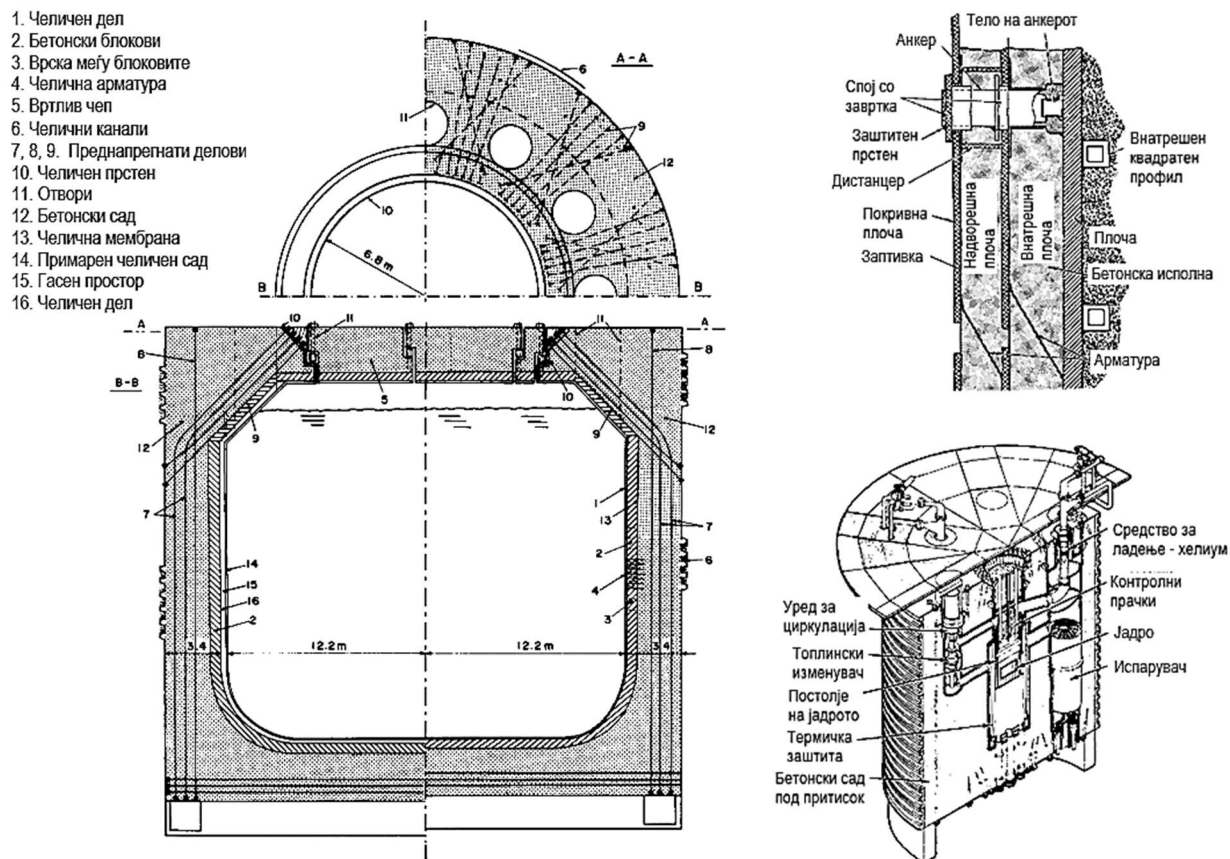


Сл. 8.54. Сад под притисок изработен од преднапрегнат бетон на AGR (НТЕЦ Hinkley Point B, Велика Британија)

Карактеристичните својства на бетонот се висока издржливост на притисок (пр. до 50 МПа) и мала издржливост на издолжување (2÷3) МПа. За елиминирање на издолжувањата во текот на работата се применува преднапрегање на бетонот. Посебен проблем при изработка на бетонските садови е нерамномерната распределба на температурите во ѕидот на садот. Дозволената температура на ѕидот од внатрешната страна изнесува од (60÷70) °С. Оваа температура може да се пречекори само локално. При работа на реакторите, максималната температура се постигнува до длабочина на ѕидот од околу (300÷500) mm. [65,66,68]

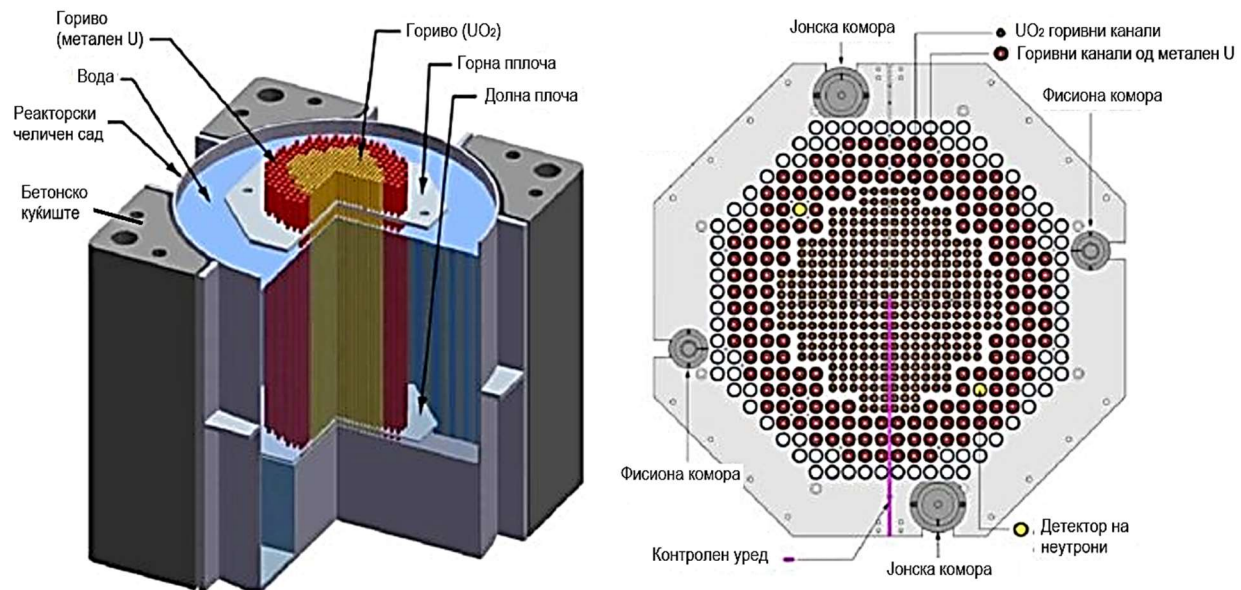
Садовите под притисок изработени од преднапрегнат бетон се составени од три основни делови: бетон, систем за постигнување на преднапрегањето со топлинска изолација и систем за ладење. Садовите кај реакторите е потребно да имаат издржливост на притисок $>50 \text{ MN/m}^2$. За армирање се применуваат голем број на преднапрегнати челични жици (неколку илјади). Арматурата изработена од челични жици треба да има издржливост на извлекување од $(18\div 24) \text{ MN/m}^2$.

На сл. 8.55 е прикажана бетонска конструкција на изведен реакторски сад со пресеци на сидот. [65,66,68]



Сл. 8.55. Конструкција на реакторски сад под притисок изработен од преднапрегнат бетон

Интересна конструкција на садот под притисок е кога садот е изработен од челик и е залиен во бетонско куќиште. На тој начин се добива една целина со позитивни карактеристики од двата користени материјали за изработка на садовите под притисок кај реакторите (сл. 8.56).



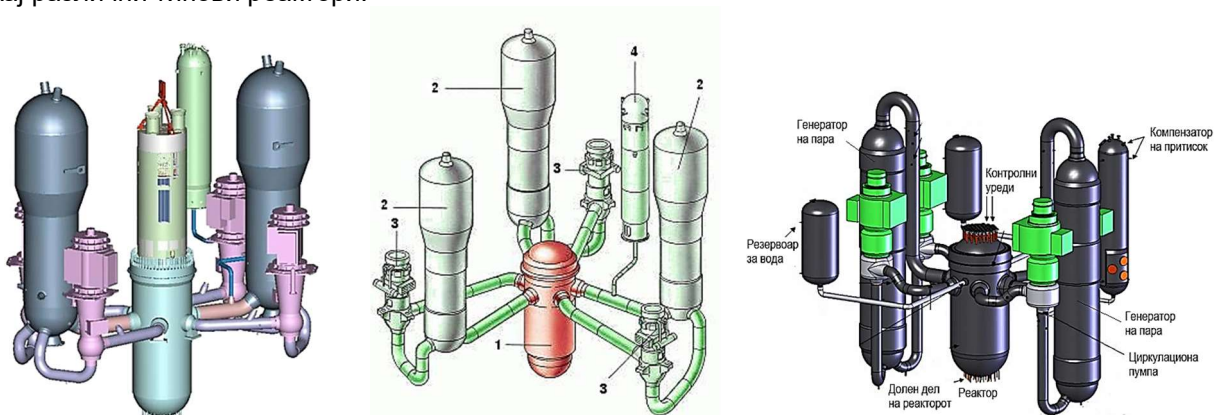
Сл. 8.56. Вертикален челичен сад под притисок залиен во бетонско куќиште

8.6. Дополнителни уреди кај нуклеарните реактори

Бројот и видот на дополнителни уреди кај нуклеарните реактори директно зависи од конструкцијата (концепцијата) на реакторот. Главните дополнителни уреди се:

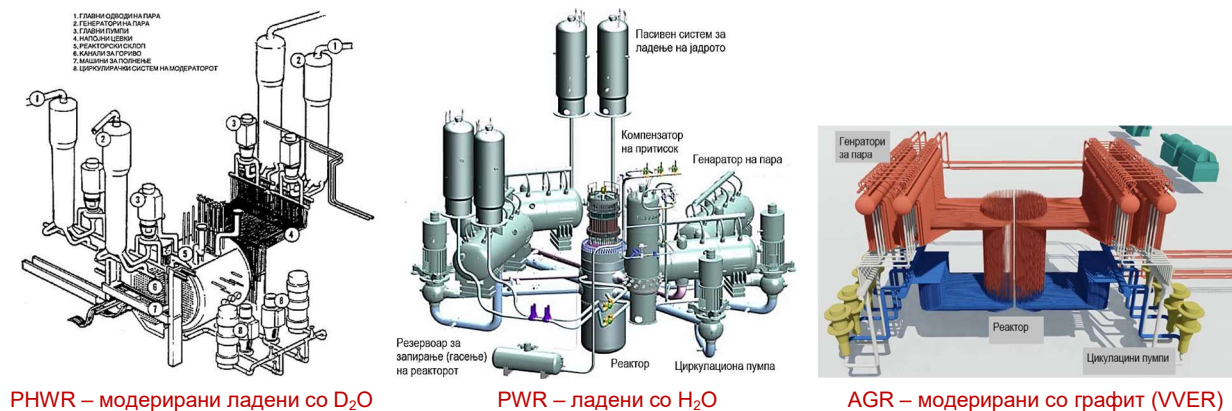
- генератор на пара;
- циркулациони пумпи;
- компензатор на притисок;
- резервоар за дополнителна вода;
- резервоар со средство за гасење на реакторот;
- арматура и цевни водови и сл.

На сл. 8.57 и 8.58 се прикажани дополнителните уреди кај различни типови реактори.



1. реактор; 2. Генератор за пара; 3. Циркулациона пумпа; 4. Компензатор на притисок.

Сл. 8.57. Конструкција со дополнителни уреди кај реактори ладени со вода



PHWR – модернирани ладени со D_2O

PWR – ладени со H_2O

AGR – модернирани со графит (VVER)

Сл. 8.58. Конструкција со дополнителни уреди кај различни типови реактори

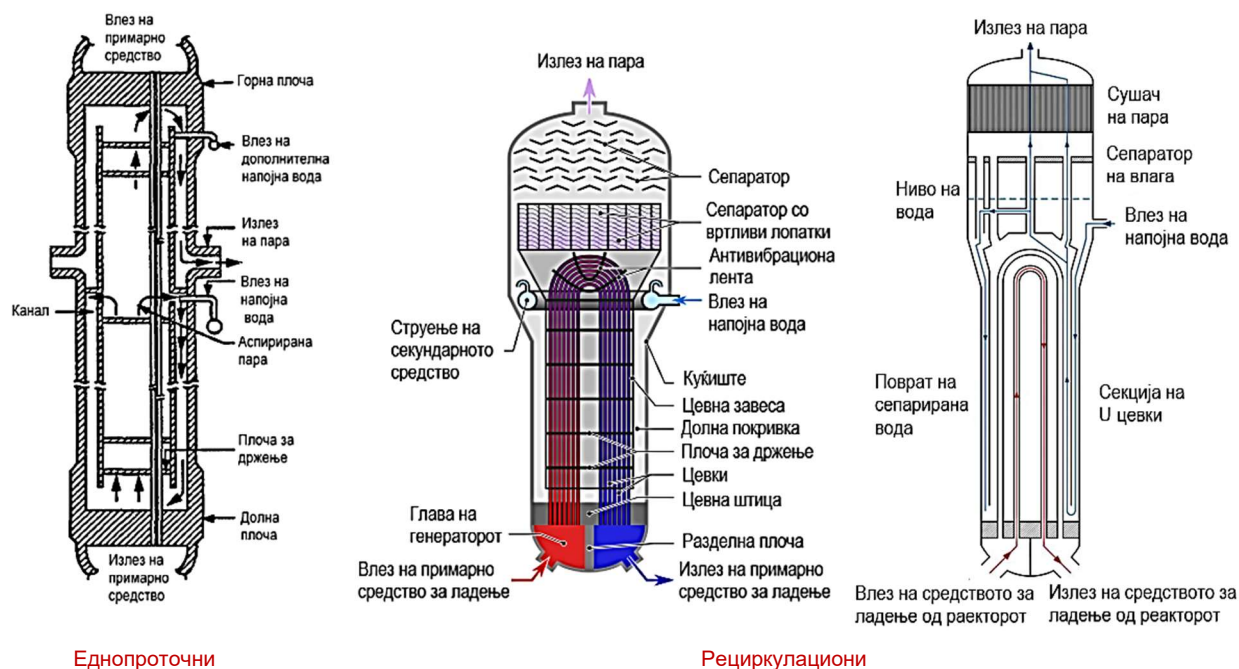
8.6.1. Генератори за пара

Генераторите за пара се уреди за добивање пара потребна за погон на парната турбина или изменувачи на топлина во кои средството за ладење на реакторот (примарен круг) својата топлина ја предава на водата со цел нејзино испарување (секундарен круг). [57,67]

Генераторите на пара се разликуваат во зависност од типот на реакторот, а главна нивна поделба е на:

- вертикални цилиндрични генератори и
- хоризонтални цилиндрични генератори

Кај PWR реакторите средството за ладење од примарниот круг низ U-цевки струи низ генераторот со температура на влезот од $(315 \pm 330) ^\circ\text{C}$, а од генераторот излегува со температура од $288 ^\circ\text{C}$. Водата од секундарниот круг струи во спротивна насока околу U-цевките. При тоа водата ја прима топлината од средството за ладење на примарниот круг и испарува. Околу 25 % од водата од секундарниот круг веднаш испарува, а остатокот доиспарува со нејзина рецикулација (сл. 8.59).

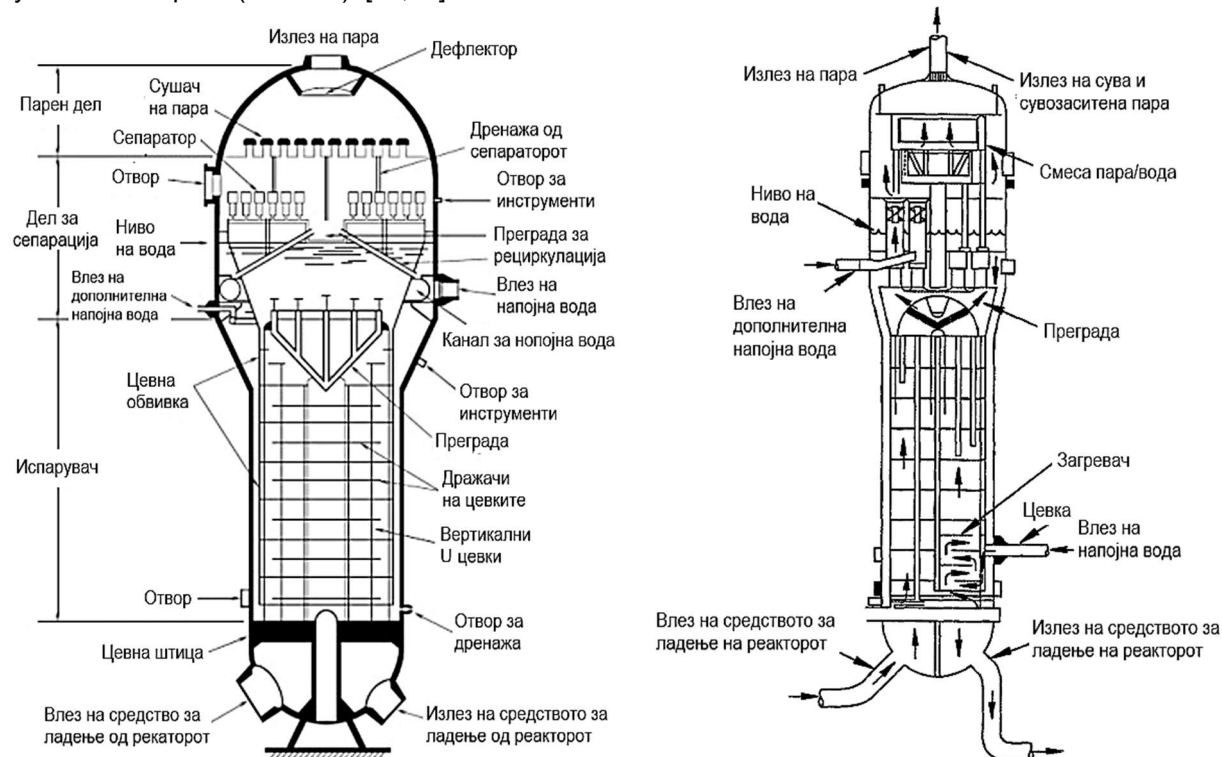


Еднопроточни

Рецикулациони

Сл. 8.59. Генератори за пара кај PWR реакторите без загревач на напојната вода

Кај некои генератори на пара постои засебна секција за загревање на напојната вода. Водата влегува преку долниот дел на загревачот на вода каде се загрева и потоа оди во цевниот дел на испарување. Помошната напојна вода се вбригува преку млазница сместена во горниот дел на генераторот. Во горниот дел се врши сепарација на влагата и сушење на парата (сл. 8.60). [57,67]



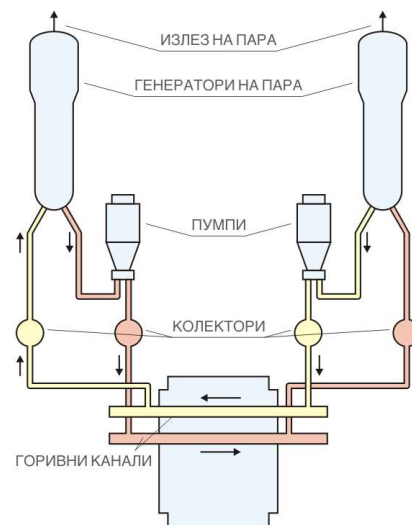
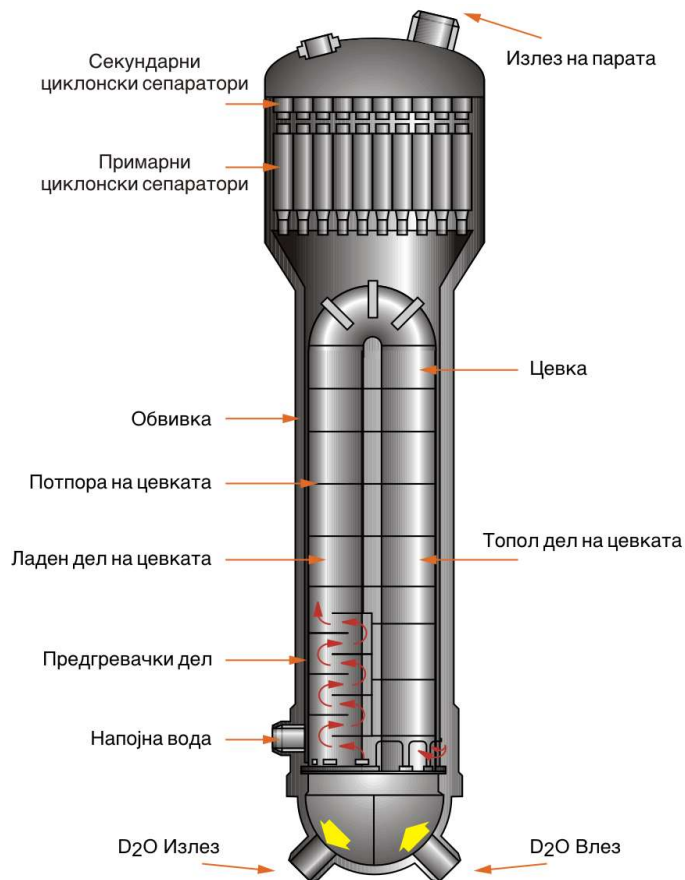
Сл. 8.60. Генератори за пара со загревач на напојна вода кај PWR

На сл. 8.61 е прикажан генераторот на пара кој се користи кај Candu PHWR реакторите. Средството за ладење со висока температура и притисок влегува во генераторот и поминува низ него предавајќи дел од топлинската енергија на напојната вода. Средството за ладење претставува примарен, а работното тело секундарен флуид во системот за трансфер на топлина. Кај овој тип на постројки примарниот и секундарниот флуид не се во директен физички допир. Тоа спречува директно контаминирање на работниот флуид (парата) кој излегува надвор од биолошкиот штит.

Парата која се произведува во прв план при размената на топлина, има околу 90 % влажност, па е неадекватна за употреба во турбинскиот дел, поради што во генераторите на



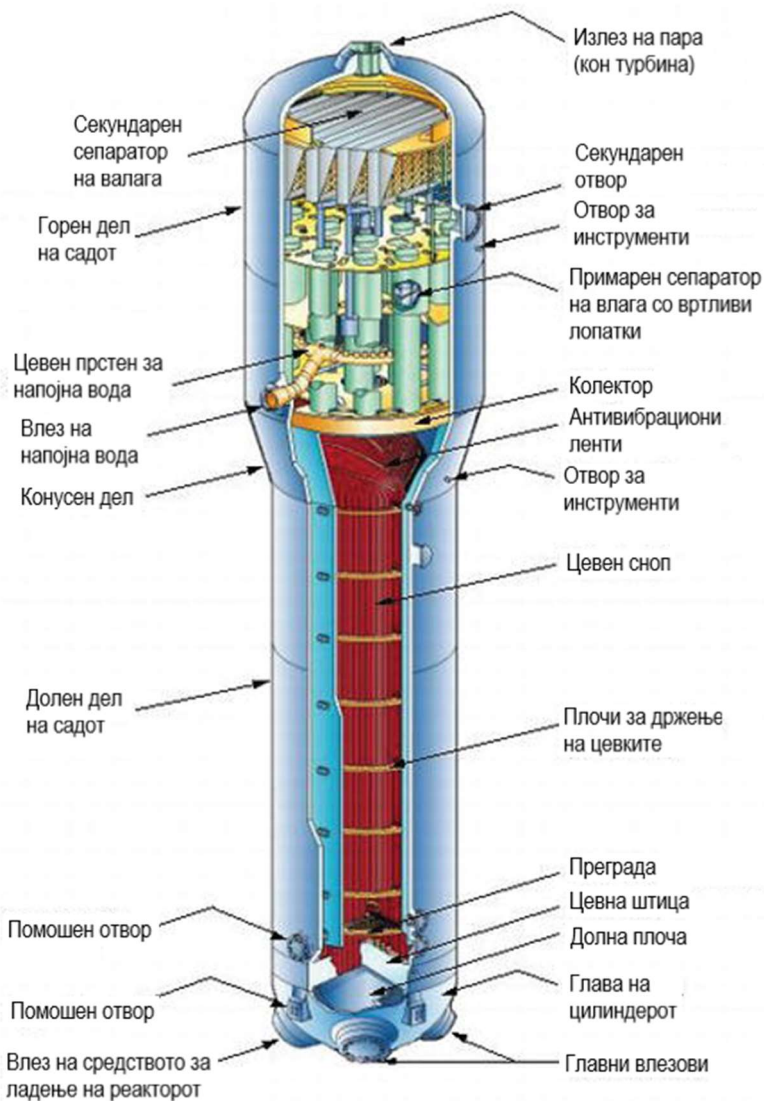
пара се поставени циклонски сепаратори на влага. Кај постројките од овој тип се поставени вкупно четири генератори на пара, по два за секој систем за пренос на топлината. [57,67]



Сл. 8.61. Генератор на пара со загревач на напојната вода кај Candu PHWR реакторите

Температурата на парата на средството за ладење на реакторот (примарен круг) на влезот во генераторот се движи од $(290\div 310)$ °C. Дијаметрите на цевките низ коишто поминува D_2O е 12,7 mm или во повеќе случаи 15,9 mm со дебелина на ѕидот од $(1,13\div 1,2)$ mm. Материјалот кој се користи за изработка на цевките е Alloy 800M, Alloy 600, Monel 400 и стабилизирани легура на титаниум Alloy 800.

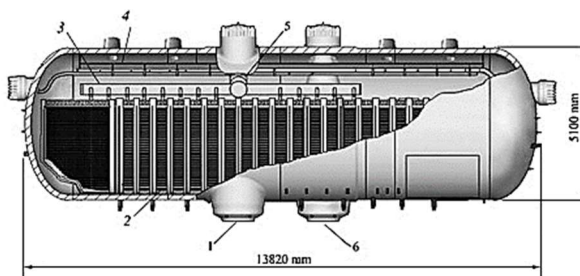
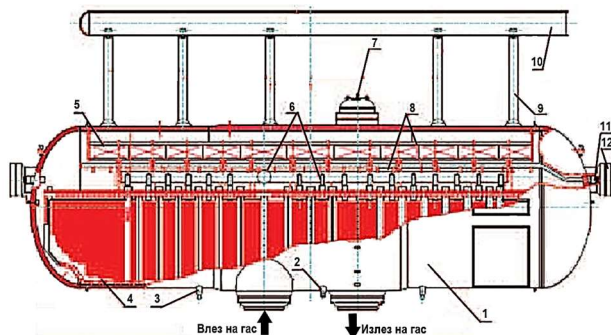
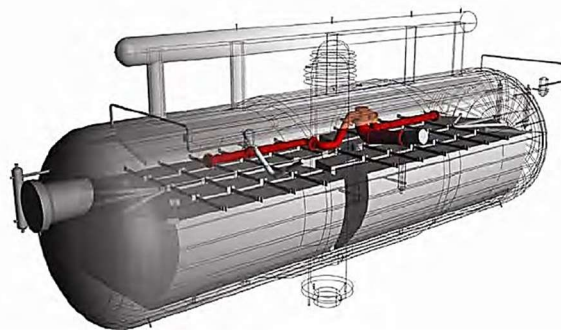
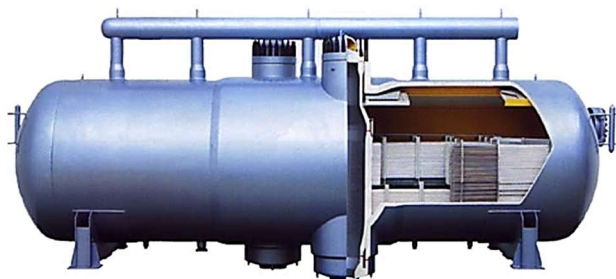
На сл. 8.62 е прикажана карактеристична типична конструкција на генератор на пара модел 54F која се применува кај реакторите ладени со лесна вода од производителот Westinghouse, САД.



Сл. 8.62. Карактеристична конструкција на генератор на пара модел 54F која се применува кај реакторите ладени со лесна вода од производителот Westinghouse, САД.

Кај реакторите модерирани со графит и ладени со гасно средство за ладење (руска конструкција) најчесто се применуваат хоризонтални цилиндрични генератори на пара (сл. 8.63). [52,53]





1. Хоризонтален цилиндричен сад; 2. Отвор за дренажа;
3. Сигурносен вентил; 4. Цевки за предавање на топлината;
5. Сепаратор; 6. Уред за прскање на напојната вода;
7. Влез на напојна вода; 8. Уред за принудно прскање на напојната вода;
9. Излез на пара; 10. Разводник за пара;
11. Влез на дополнителна напојна вода;
12. Обезвоздушвање.

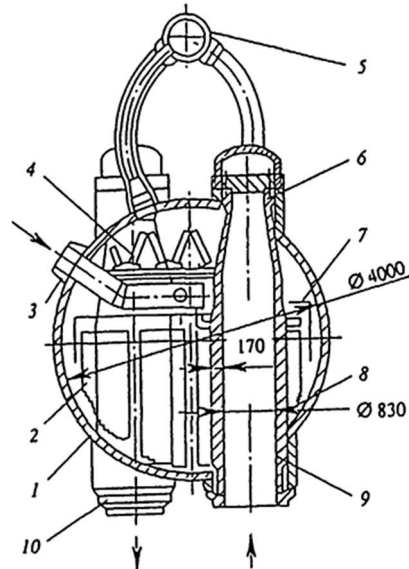
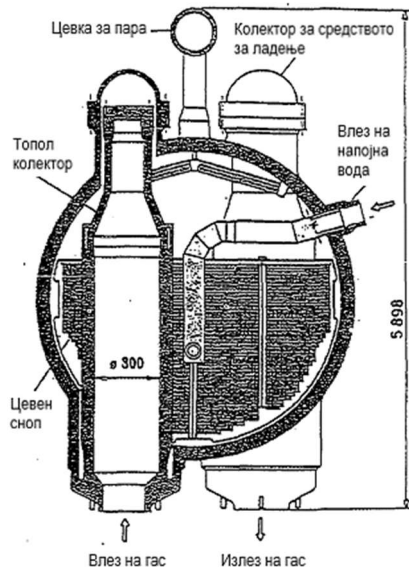
1. Влез на гас; 2. Сад; 3. Уред за распрскување на напојната вода; 5. Влез на напојна вода; 6. Излез на гас.

Хоризонтален генератор на пара кај реактор VVER-1000, Sánchez-Espinoza, Шпанија, 2009

Сл. 8.63. Погледи и пресеци на хоризонтални цилиндрични генератори на пара кај реакторите модерирани со графит, а ладени со гас

Кај овие генератори на пара средството за ладење (гас) влегува во долниот дел на садот и поминува преку првиот колектор, низ челичните U-цевки и вториот колектор, а потоа излегува од генераторот. Напојната вода влегува од горната страна и се распрскува со помош на перфорирана цевка за вода. Распрсканата вода ја прима топлината од гасот и испарува. Влажниот дел се одвојува во сепараторот на пара, а сувата пара го напушта генераторот преку горниот колектор за пара и оди на искористување во парната турбина. Растојанието на цевните штици се движи од (700÷750) mm. Цевките се изработуваат од легура на Ti – стабилизирани аустенитен челик.

На сл. 8.64 се прикажани конструкции на генератори на пара кај WWER реактори.



1. Сад на генераторот за пара; 2. Цевен сноп;
3. Влез на напојна вода; 4. Сепаратор;
5. Колектор за пара; 6. Глава на испарувачот;
7. Потопен перфориран лист;
8. Неперфорирана зона; 9. Влез на гас;
10. Излез на гас.

WWER-440 генератор за пара

WWER-1000 генератор за пара

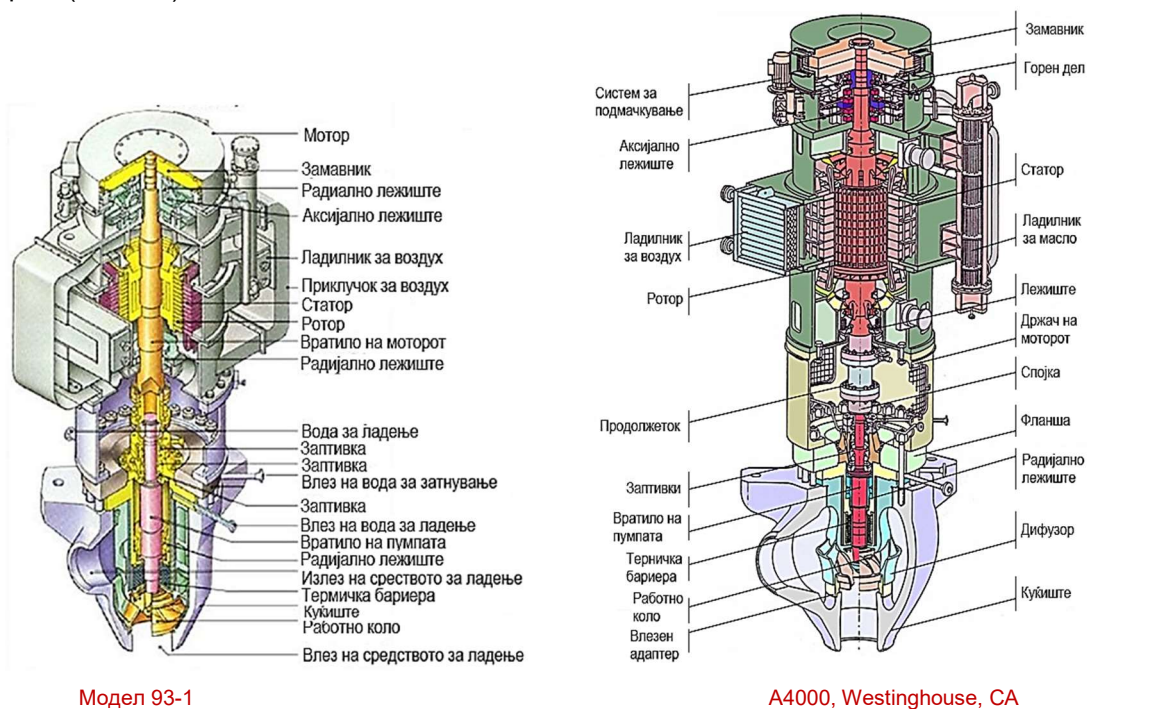
Сл. 8.64. Примери на генератори за пара на некои типови на WWER реактори модернирани со графит и ладени со гас

8.6.2. Пумпи за циркулација

Пумпите за циркулација кај НТЕЦ се користат за две основни цели:

- за циркулација на средството за ладење низ јадрото на реакторот (примарен циркулационен круг);
- за циркулација на напојната вода за задоволување на потребите на парнотурбинскиот циклус (секундарен циркулационен круг);
- за циркулација на средството за заштита и контрола на реакторот (круг за заштита).

Еден од најбитните системи за осигурување на безбедноста кај нуклеарните термоцентрали е системот за ладење на нуклеарниот реактор. Овој систем треба да обезбеди постојано ладење на реакторот, односно постојано одземање на произведената топлина од реакторот. Произведената топлина при реакцијата на фисија во реакторот е значителна и затоа е потребно да се гарантира голем проток на средство за ладење преку реакторот, односно околу $80000 \text{ m}^3/\text{h}$. Тој проток најчесто се обезбедува со големи центрифугални пумпи (најмалку две), кои уште се сретнуваат под името „пумпи за ладење на реакторот“ (сл. 8.65).

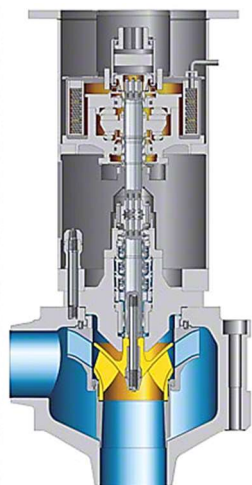


Модел 93-1

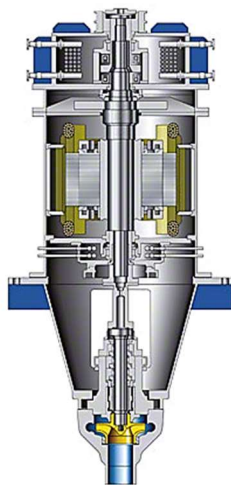
A4000, Westinghouse, CA

Сл. 8.65. Пресеци на циркулациони пумпи за ладење на реакторот

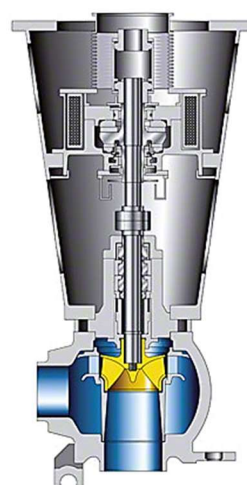
Пумпите за ладење на реакторот се разликуваат во зависност од типот на реакторот. Кај PWR реакторите се користат пумпи со голема моќ од 6 MW, кои работат со параметри на средството за ладење на реакторот, односно притисок околу 16 MPa и температура од 290 °C. Оваа топлина се предава во генераторот на пара на секундарниот круг со вода за добивање пара за турбинската постројка (сл. 8.66).



а) Центрифугална пумпа



б) Моноблок пумпа

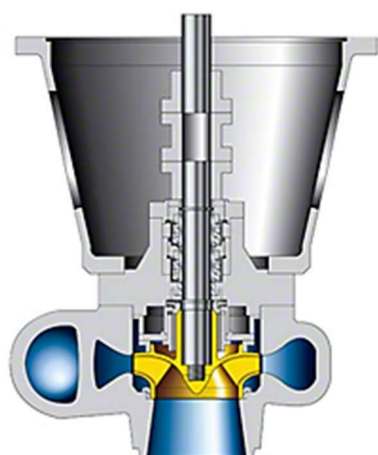


в) Пумпа со тешко куќиште

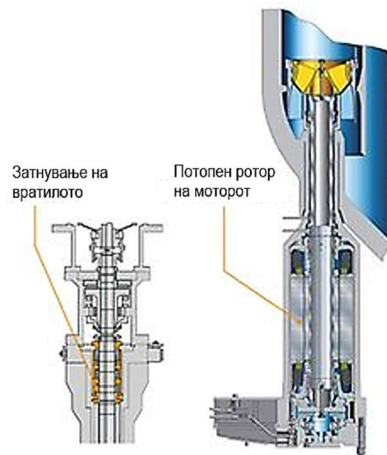
Сл. 8.66. Пумпи за ладење на PWR реактори

Кај реакторите ладени со лесна и тешка вода се користат пумпи со заптивно вратило со интегрирани лежишта (аксијални и радијални) и систем за подмачкување (сл. 8.66.а). На сл. 8.66.б е прикажана моноблок пумпа погонувана со конвенционален електричен мотор. Кај оваа пумпа е применет систем на сервиско заптивање со комбинација на механички и хидростатски затинки. Силите и моментите при ротација на пумпата ги прима куќиштето и затоа се користат пумпи со тешко куќиште, кои работат на притисок од 17,5 MPa и температура 350 °C (сл. 8.66.в).

Кај BWR реакторите се користат два вида на циркулациони пумпи. Првите се струјни (млазни) пумпи со надворешни цевки со заптивно вратило и конвенционален електричен мотор. Вторите се со спирално куќиште или внатрешна пумпа со затинка на вратилото и мотор со влажен ротор без затнување. Моторот е со регулација на брзината, што се прави со цел контрола на моќта на реакторот. Овие пумпи работат со параметри на средството за ладење, односно притисок 9 MPa и температура 300 °C (сл. 8.67).



а) Струјна (млазна) пумпа



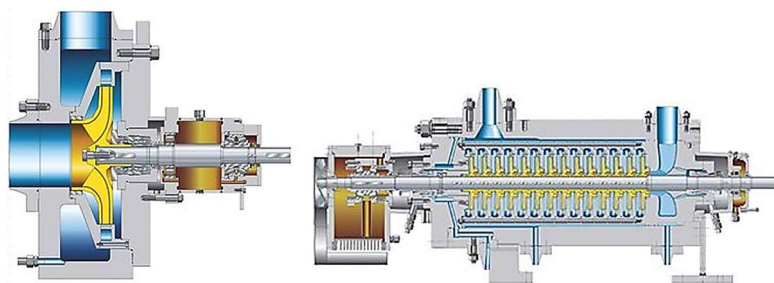
б) Пумпа со заптивка на вратилото и мотор со влажен ротор без заптиввање

Сл. 8.67. Циркулациони пумпи за ладење кај BWR реакторите

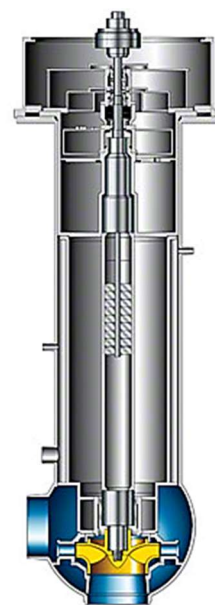
Кај реакторите ладени со течен метал, како Na, се користат циркулациони пумпи со слободен простор за флуид и затинки на вратила и ротори. Слободниот простор се исполнува со инертен гас за да се спречат реакциите со Na. Кај овие пумпи се користат лизгачки лежишта кои се подмачкуваат со течниот метал. Работниот притисок изнесува 1 МПа и температурата 580 °C (сл. 8.68).

Центрифугални пумпи кај реакторите се користат и во помошните и заштитните кругови на системите за (сл. 8.69):

- контрола на реакторот;
- складирање на горивото;
- пречистување на вода.



Сл. 8.69. Центрифугални пумпи за борава вода за контрола на реакторите



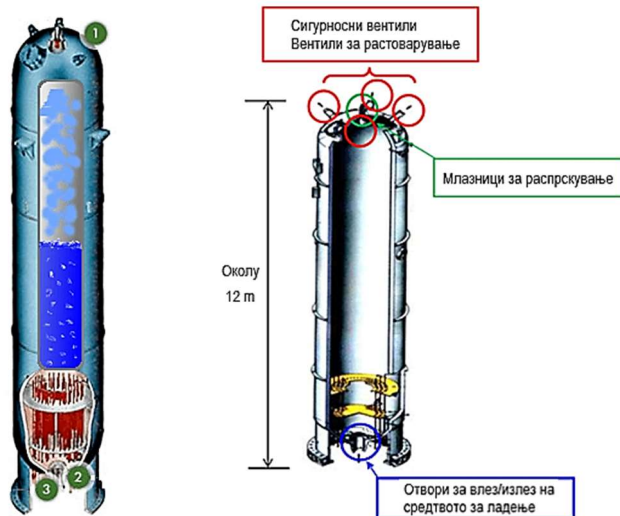
Сл. 8.68. Циркулациона пумпа за реактори ладени со течен метал

8.6.3. Компензатор - акумулатор на притисок

Функцијата на акумулаторот на притисок (компензаторот) е постигнување и одржување на притисокот во системот за ладење на реакторот (примарен круг) при стабилна и променлива работа на реакторот. Исто така, тој се користи како експанзивен сад и резервоар за средството за ладење, при промена на волуменот на средството за ладење.

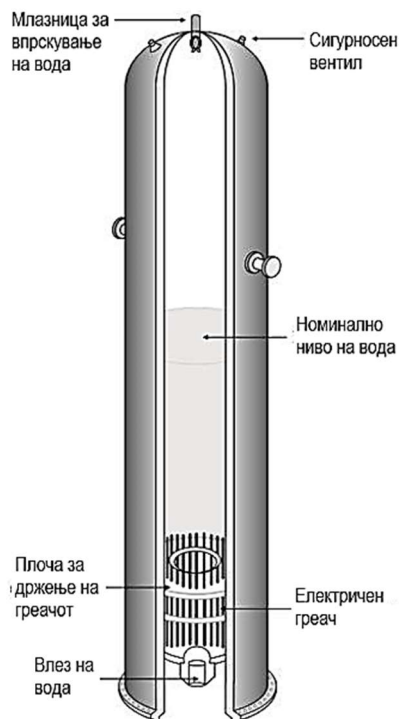
Акумулаторот на притисок е вертикален цилиндричен сад во кој во долниот дел се приклучени цевките за довод и одвод на средството за ладење на реакторот. Во долниот дел на акумулаторот е сместен електричен грејач потопен во средството на ладење. Во горниот дел во просторот во кој се појавуваат меури на пара, поставени се млазници за впрскување вода. При намалување на притисокот во примарниот круг, дел од водата во акумулаторот испарува со што се одржува притисокот во примарниот круг. Тогаш се вклучува електричниот грејач кој работи сè додека не се покачи и стабилизира притисокот. При покачување на притисокот дел од парата се кондензира под дејство на впрскување вода преку млазниците за вода. За тоа се искористува вода од примарниот круг за ладење. На тој начин се редуцира притисокот до потребното ниво за нормална работа на реакторот.

Електричниот грејач е со моќ околу 1800 kW. На горниот дел на акумулаторот на притисок се поставени 6 сигурносни и 2 вентили за растоварување, кои се отвораат при покачување на притисокот над дозволиениот. [36-47]



1. Млазници за впрскување на вода; 2. Електричен грејач; 3. Довод/одвод на средство за ладење на реакторот

Сл. 8.71. Пресек на компензатор (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)



Волумен	m ³
Вкупен волумен	77,15
Волумен на течност	32,40
Волумен на пара	44,75

Сл. 8.70. Пресек на компензатор - акумулатор за притисок (експанзивен сад)

8.7. Биолошка заштита на реакторите

Биолошката заштита на реакторите се применува со цел одвојување на радиоактивниот дел во кој е сместен реакторот со дополнителната опрема од делот на парно-турбинската постројка и нејзината дополнителна опрема. [15]

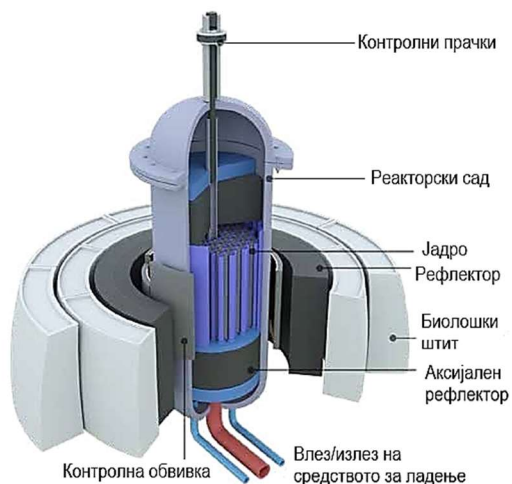
Биолошката заштита се состои од следните главни штитови (сл. 8.72):

- примарен штит (биолошки штит) на реакторот;
- секундарен штит (за дополнителна опрема);
- реакторска зграда (купола).

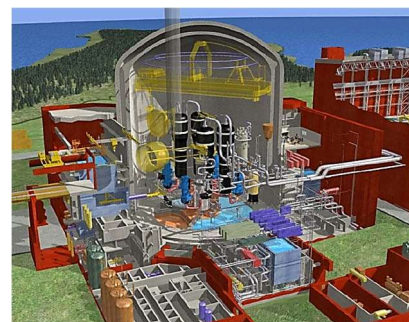
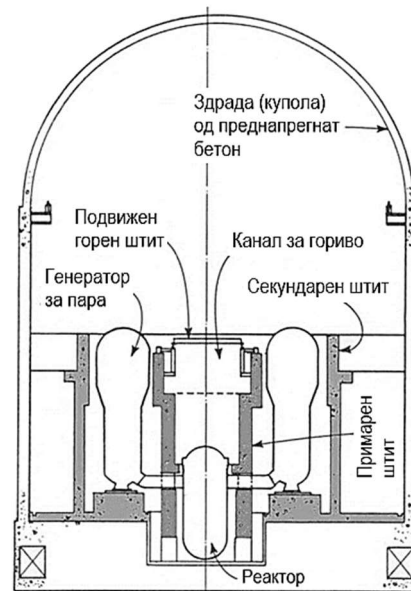
Примарниот штит (биолошки штит) на реакторот е заштита со која е обвиткан реакторот, односно дел со висока контаминација. Оваа обвивка на реакторот е составена од повеќе слоја:

- контролна челична обвивка;
- рефлектор;
- биолошки штит, најчесто изработен од бетон но може и од челик со внатрешен изолационен слој.

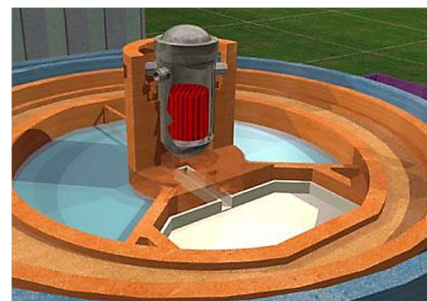
За заштита на горниот дел на реакторот најчесто се користи бетонски (може и челичен) подвижен поклопец. Поклопецот мора да биде подвижен поради можност за монтажа на реакторот и промена на горивото кај некои реактори. Долниот дел на реакторот е заштитен на истиот начин како обвивката, со разлика во димензиите на основата на која треба да лежи реакторот (основа со голема дебелина) (сл. 8.73).



Сл. 8.73. Пресек на примарниот штит на реакторот



Сл. 8.72. Биолошка заштита



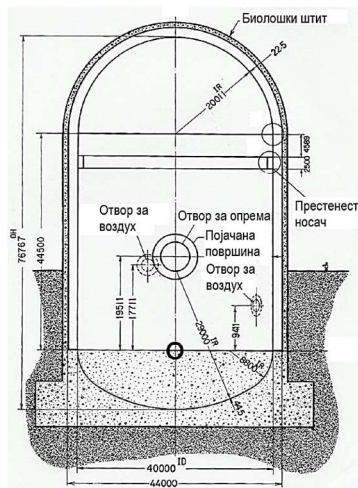
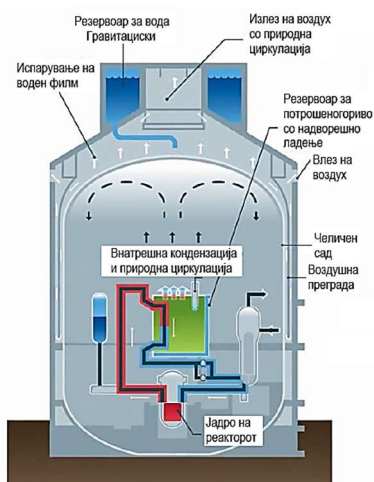
Основа и обвивка на реакторот

Секундариот штит се користи за формирање втор заштитен простор во кој се сместува дополнителната опрема на реакторите, односно генераторите на пара, компензаторот и сл. Овој простор е со пониска контаминација во однос на просторот кој го формира примарниот штит. Тој најчесто се изработува од бетон.

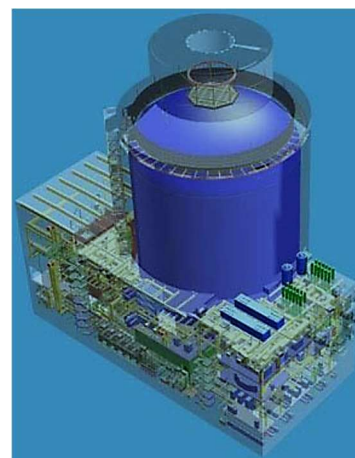
Реакторската зграда е последната заштита од зрачење и воедно служи за одвојување на радиоактивниот простор. Меѓу реакторската зграда и секундарниот штит се формира простор кој е со најмала контаминација. Во тој простор се поставуваат други дополнителни делови на реакторот, како на пример циркулационите пумпи. Реакторската зграда се изведува во повеќе слоеви. Првиот внатрешен слој е метален (може челик, олово и др.). Овој слој се залива со бетон со одредена дебелина. Честопати меѓу двата слоја се остава воздушен простор. Во многу случаи бетонската обвивка се прави како двослојна со воздушен простор меѓу слоевите (сл. 8.74).

При градење на реакторската зграда се формираат голем број на комори за различна контаминација на просторот. Некои зони како влезната порта и каналот за управување со горивото се прават со натпритисок за да се спречи контаминацијата на тој простор (сл. 8.75).

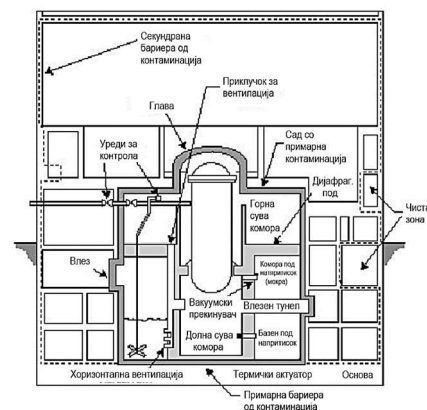
Кај новите конструкции на реакторски згради за заштита од радиоактивно и топлинско зрачење во горниот дел на реакторската зграда е сместен резервоар за вода, која истекува меѓу просторот на челичниот сад и бетонскиот сид. Исто така, зградата се вентилира со воздух кој влегува и излегува низ специјално за тоа наменети отвори за воздух (сл. 8.76).



Сл. 8.76. Заштита од зрачење и систем за вентилација на реакторските згради

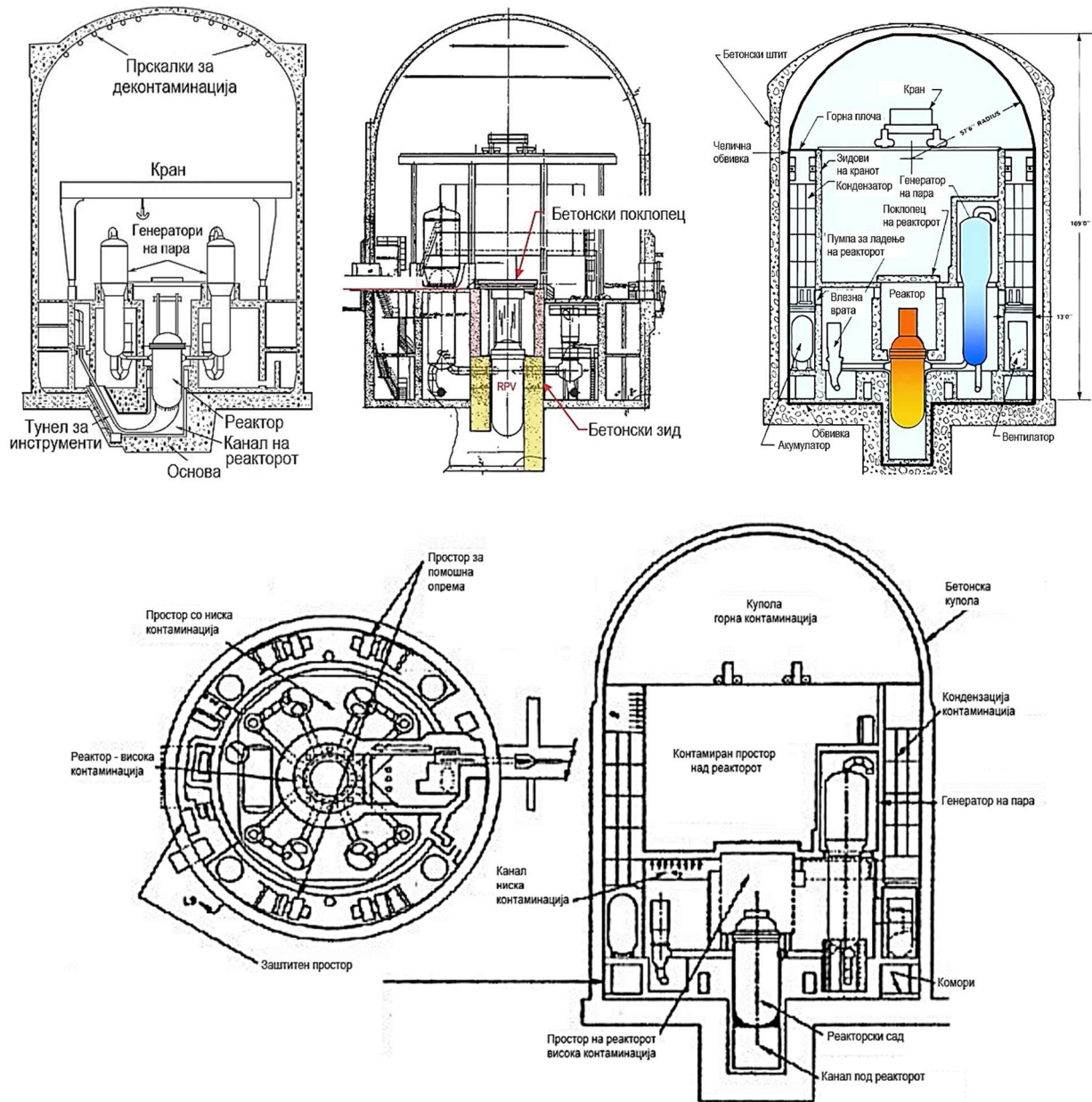


Сл. 8.74. Реакторска зграда



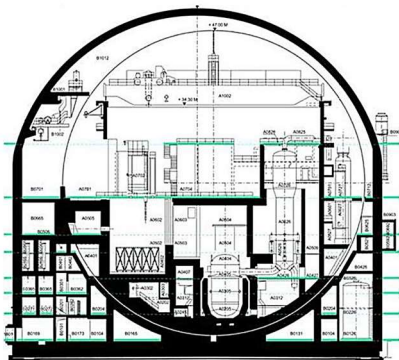
Сл. 8.75. Формирање комори при изградба на реакторската зграда

На сл. 8.77 и 8.78 е прикажана различна конструкција на биолошката заштита кај изградени PWR реактори во светот.

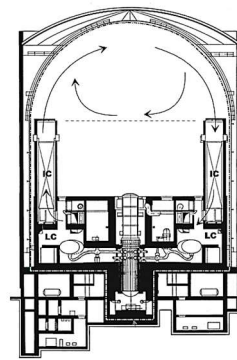


Конструкција на производителот Westinghouse, САД

Сл. 8.77. Конструкции на биолошката заштита кај PWR изградени во САД



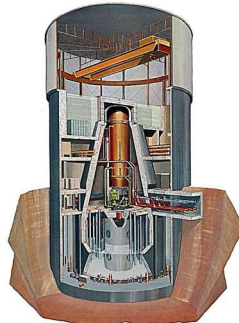
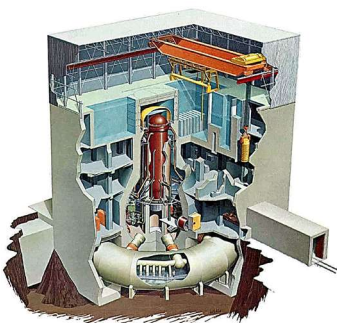
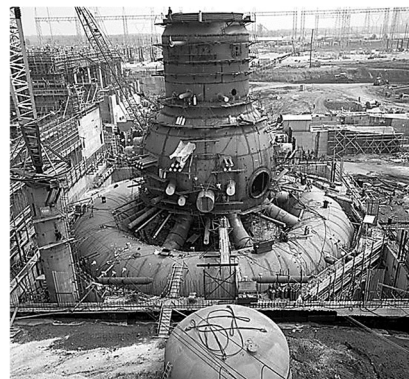
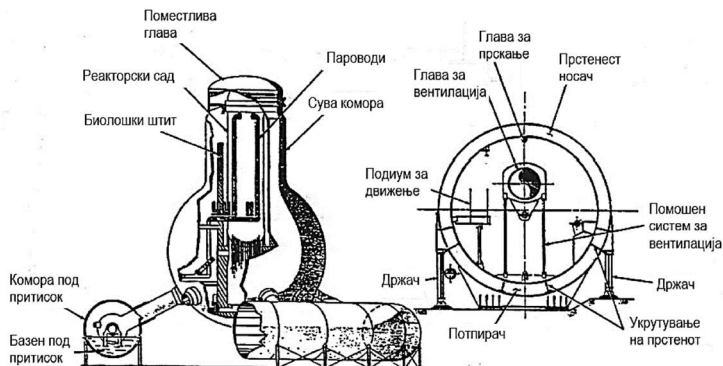
Goesgen, Германија
(920 MWe, натпритисок 4,9 bar, волумен 56000 m³)



Beznau, Германија
(350 MWe, натпритисок 2,6 bar, волумен 37000 m³)

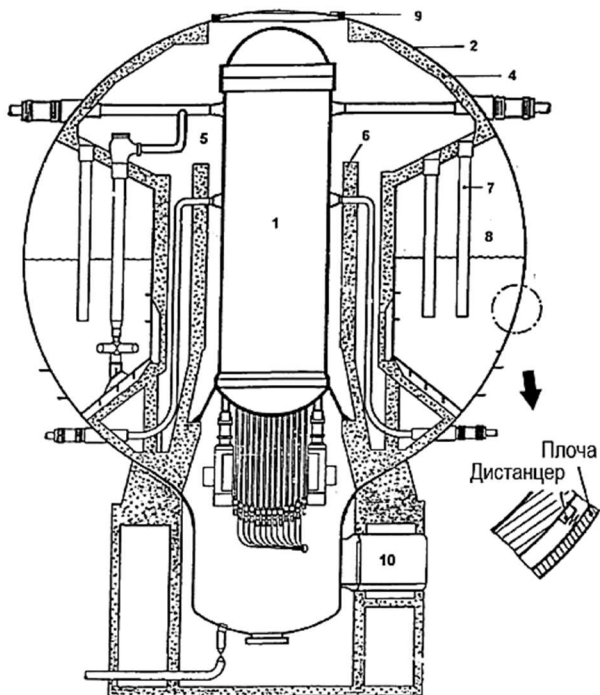
Сл. 8.78. Конструкции на биолошката заштита кај PWR изградени во Германија

На следните сл. 8.79 и 8.80 е прикажана различна конструкција на биолошката заштита кај изградени BWR реактори во светот.



Mark I, Mark II, Mark III од производителот GE

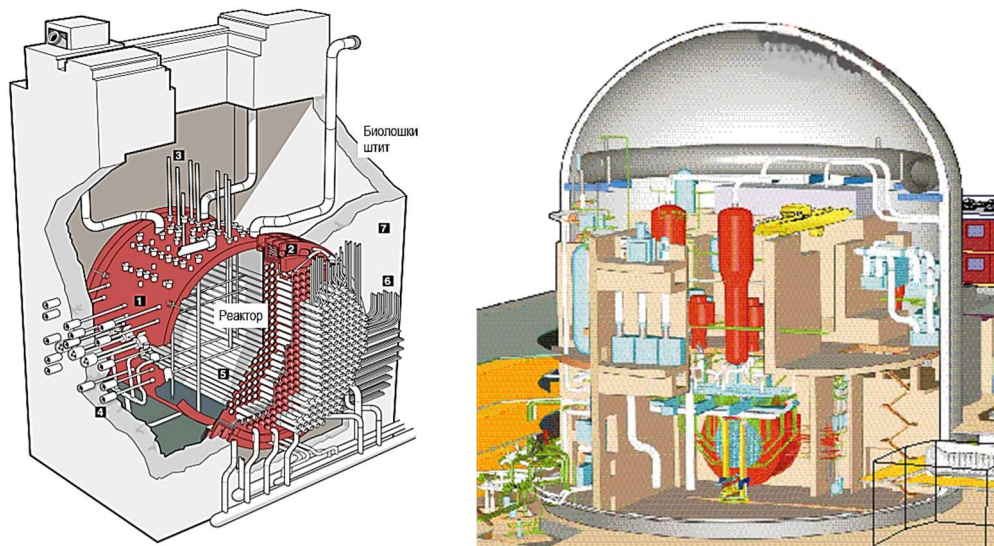
Сл. 8.79. Конструкции на биолошката заштита кај BWR изградени во САД



1. Сад под притисок на реакторот;
2. Челична зграда;
3. Челичен плоча;
4. Бетонска заштитна обвивка;
5. Сува комора;
6. Сид на биолошкиот штит;
7. Цевки за вентилација;
8. Базен под притисок;
9. Челичен подвижен поклопец;
10. Влез.

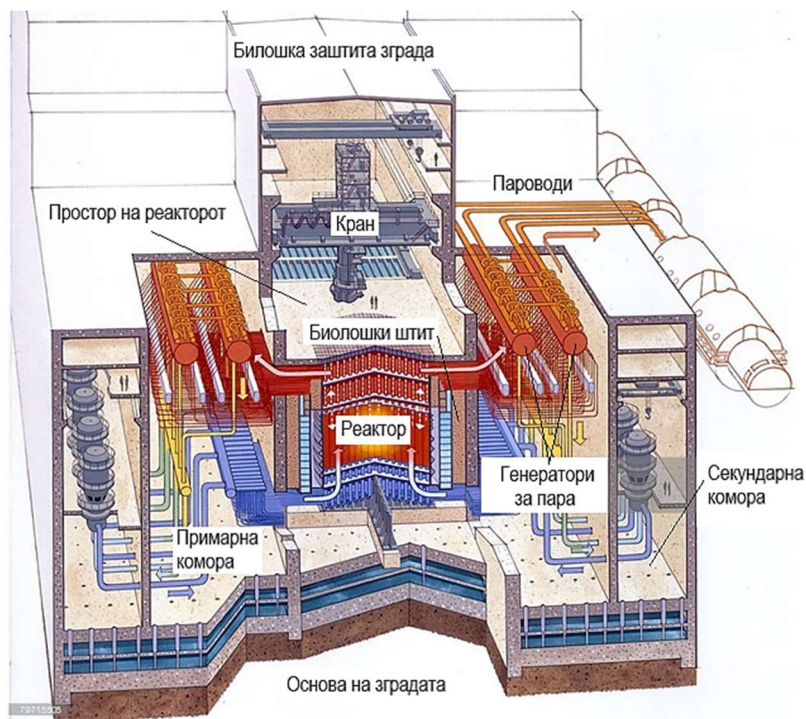
Сл. 8.80. Конструкција на биолошката заштита кај изграден BWR во Германија (KWU Baulinie 69 – дизајн на Siemens)

На сл. 8.81 е прикажана конструкција на биолошката заштита кај PHWR Sandu реакторите.



Сл. 8.81. Конструкција на биолошката заштита кај PHWR Sandu реакторите

На сл. 8.82 е прикажана конструкција на биолошката заштита кај VVER, руски реактори.



Сл. 8.82. Конструкција на биолошката заштита кај реакторите VVER, Русија

9

НУКЛЕАРНИ ТЕРМОЦЕНТРАЛИ

9.1. Концепција на нуклеарните термоцентрали

Нуклеарните ТЕЦ за разлика од класичните ТЕЦ, во својот состав имаат:

- нуклеарен реактор,
- постројка за подготовка и снабдување со гориво,
- постројка за празнење и одлагање на искористеното гориво (посебен начин за долгорочно одлагање на нуклеарниот отпад),
- постројка за ладење на нуклеарниот реактор,
- генератор на топлина,
- постројка за принудно запирање (придушување - труење) на работата на нуклеарниот реактор.

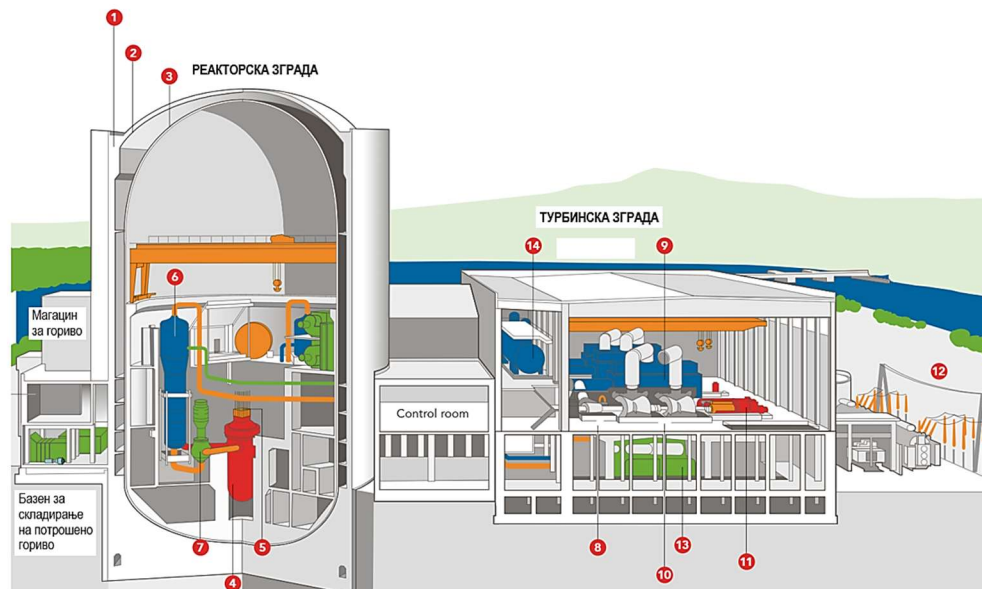
Другите постројки за производство на електрична енергија се исти со класичните ТЕП.

Технолошкиот процес во НТЕЦ е поделен во два дела примарен и секундарен дел. Оваа поделба се разликува во зависност од видот на НТЕЦ. [68-86]

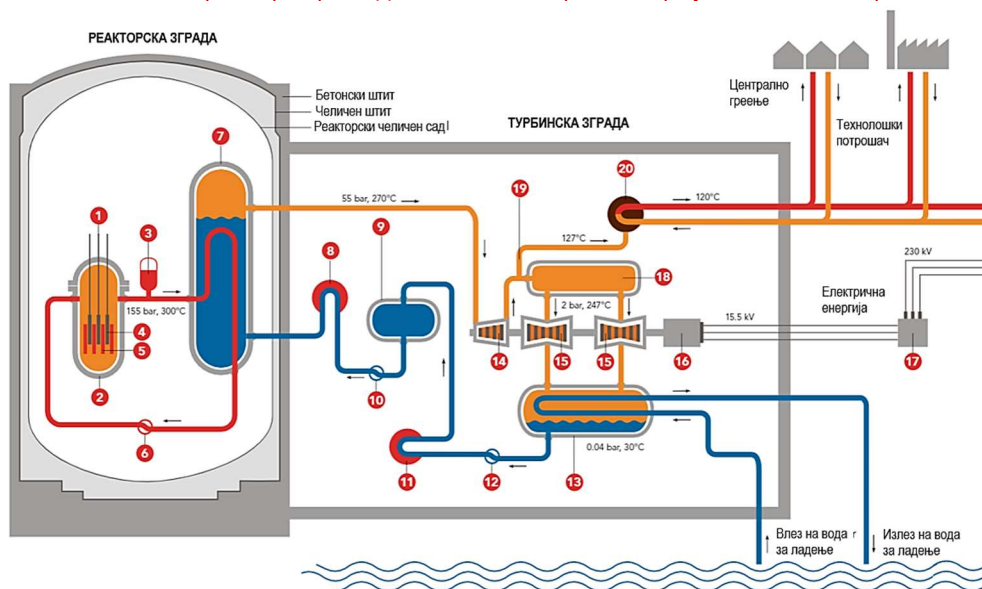
Примарниот дел, пред сè го сочинува реакторот, генераторот за пара и циркулациониот круг (примарна контура) на средството за ладење на реакторот со сите потребни елементи како: циркулациони пумпи и соодветна цевна арматура. Во овој дел влегуваат и уредите за манипулација со средството за ладење, како: полнење, празнење и дополнување, како и негово пречистување. Во случај кога модераторот е одвоен од средството за ладење, во овој дел влегува и соодветната опрема за ракување со модераторот. На крај во овој дел влегуваат уредите за манипулација со новото и потрошеното гориво, системот за негова преработка, транспорт и одлагање на отпадот и уредите за деконтаминација.

Секундарниот дел, го сочинуваат: турбинска постројка со кондензатор и напојни и циркулациони пумпи. Кај рециркулационо ладење на кондензаторот, во овој дел влегуваат и ладилните кули. Во командните сали се сместени сите уреди за водење на процесот, сигнализација и мерење. Уредите за вентилација со воздух кај НТЕЦ се многу комплексни елементи и воедно посложени во однос на класичните постројки и се многу битен дел за заштита на персоналот од радиоактивност.

Блокот на НТЕЦ за производство на електрична и топлинска енергија се состои од реакторски дел (реактор, генератор на пара, компензатор, примарен круг на средството за ладење и сл.) и турбински дел (турбина, кондензатор, секундарен циркулационен круг, круг за ладење на кондензаторот, електрогенератор, трансформатор, топлински изменувачи – технолошки потрошувач и сл.) (сл. 9.1).



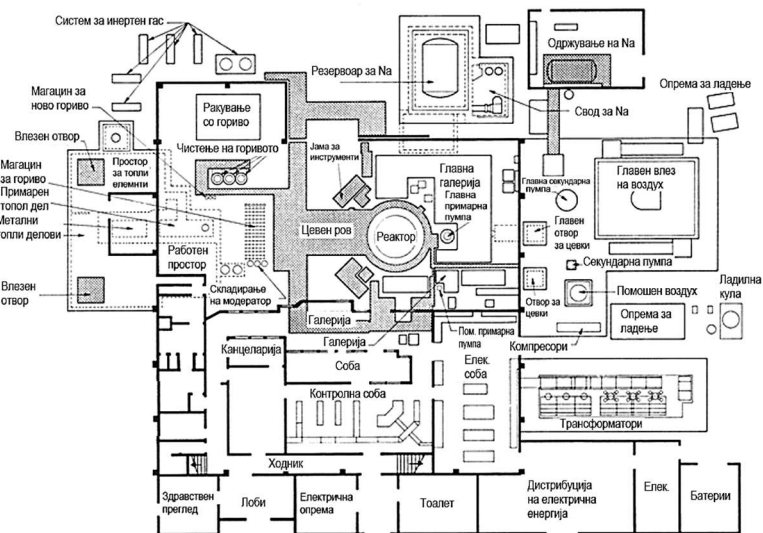
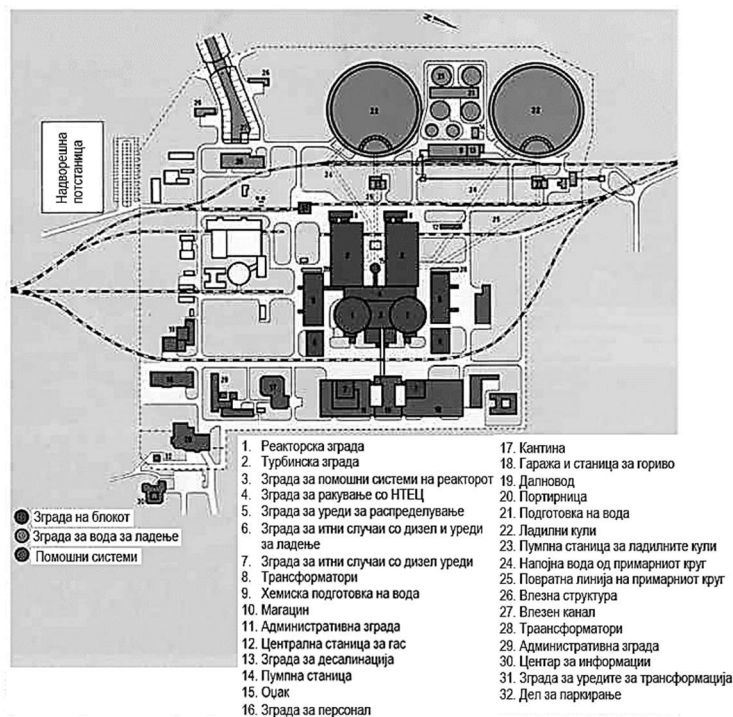
1. Бетонски штит; 2. Челичен штит; 3. Челичен штит; 4. Реактор; 5. Контролни прачки; 6. Генератор на пара; 7. Акумулатор на притисок (компензатор); 8. Високопритисна парна турбина; 9. Пароводи; 10. Нископритисна парна турбина; 11. Електрогенератор; 12. Далновод за електрична енергија; 13. Кондензатор.



1. Реактор; 2. Реакторски сад; 3. Компензатор; 4. Контролни прачки; 5. Јадро; 6. Циркулациона пумпа на средството за ладење на реакторот (примарен круг); 7. Генератор на пара; 8, 11. Загревачи; 10, 12. Циркулациони пумпи за вода; 13. Кондензатор; 14. Високопритисна парна турбина; 15. Нископритисна парна турбина; 16. Електрогенератор; 17. Трансформатор; 18. Распределител на пара; 19. Паровод; 20. Топлински изменувач за технолошките потрошувачи.

Сл. 9.1. Диспозиција на уредите и опремата кај НТЕЦ

Диспозицијата на сите објекти во НТЕЦ е прикажана на сл. 9.2 (НТЕЦ Gundremmingen, Германија).



Сл. 9.2. Основа на НТЕЦ

9.2. Топлински шеми на нуклеарните термоцентрали

9.2.1. Топлински шеми за НТЕЦ за производство на електрична енергија

Топлинските шеми на НТЕЦ може да се поделат:

- со еден круг/контура (директен циклус),
- комбинирани (двоен циклус),
- со повеќе кругови/контуре (индиректен циклус).

Основните топлински шеми се прикажани на **сл. 9.3**.

На **сл. 9.3.а** е прикажана топлинска шема со еден круг карактеристична за НТЕЦ со BWR реактори. Во овој случај парата добиена во реакторот се носи директно во турбината.

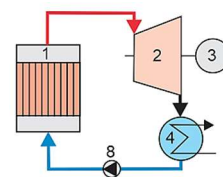
На **сл. 9.3.б** е прикажана шема на НТЕЦ со еден круг со гаснотурбински циклус без регенерација. И во овој случај работниот медиум загреан во високотемпературен реактор се носи директно во гасната турбина. [15,68-86]

На **сл. 9.3.в** е прикажана топлинска шема на двоен работен циклус. Работниот медиум (пара) се носи во сепараторот на пара и од него заситената пара се носи во турбината. Течниот дел од сепараторот својата топлина ја предава во генераторот на пара на течност со понизок притисок, која испарува и се носи во друг соодветен дел на турбината. И во овој случај целиот круг во шемата е радиоактивен.

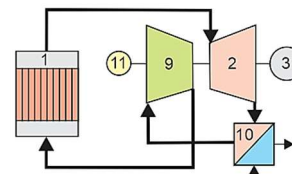
На **сл. 9.3.г** е прикажана шема на НТЕЦ со два круга. Примарниот круг/контура кој поминува низ реакторот е потполно одвоен од секундарниот круг/контура кој поминува низ турбината. Овој начин се применува таму каде средството за ладење на реакторот и работниот медиум во турбината се разликуваат, или кога се сака во потполност да се одвои примарниот од секундарниот круг со цел заштита на НТЕЦ.

На **сл. 9.3.д** е прикажана шема на НТЕЦ со три круга во која помеѓу кругот на средството за ладење на реакторот и кругот на турбинската постројка е сместен дополнителен сигурносен круг (меѓукруг). Оваа топлинска шема се користи кај НТЕЦ со реактори ладени со Na. Меѓукругот има за задача да спречи хемиски реакции на водата со радиоактивниот Na при пукање или незаптиване на цевките во генераторот на пара.

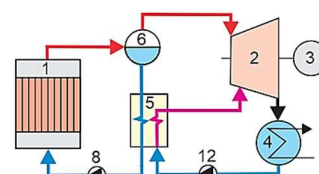
Двете топлински шеми (еднокружна и повеќекружна) имаат свои предности и недостатоци. Еднокружната шема е термодинамички поповолна (без загуби при пренос на топлина во генераторот на пара), можат да се постигнат повисоки параметри на парата (кај BWR) и имаат поедноставна конструкција. Но, од друга страна треба да се вложат поголеми средства за заштита од радиоактивност.



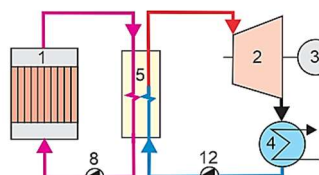
а) Еднокружна шема со парна турбина



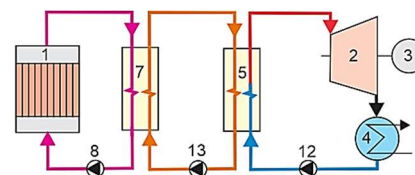
б) Еднокружна шема со гасна турбина



в) Комбинирана шема



г) Двокружна шема со парна турбина



д) Трокружна шема со парна турбина

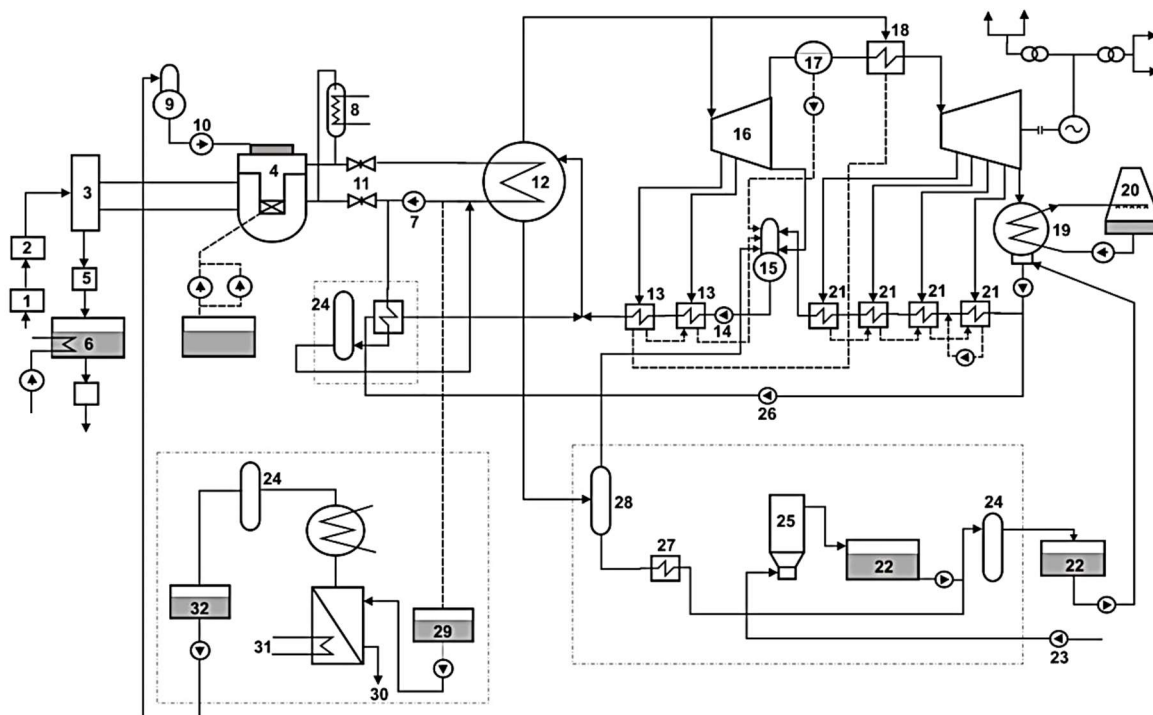
1. Реактор; 2. Турбина;
3. Електрогенератор; 4. Кондензатор;
5. Генератор на пара; 6. Сепаратор на пара; 7. Топлински изменувач;
8. Циркулациона пумпа; 9. Компресор;
10. Ладилник; 11. Електромотор;
12. Кондензациона пумпа; 13. Пумпа на дополнителниот круг (меѓукруг).

Сл. 9.3. Основни топлински шеми на НТЕЦ

Врз конкретното формирање на топлинската шема на НТЕЦ влијаат следните фактори:

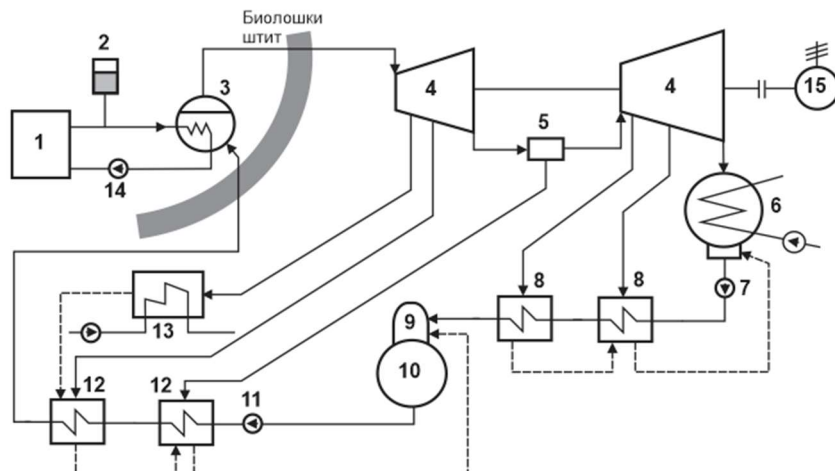
- видот на средството за ладење на реакторот и работниот медиум на турбината,
- термодинамичките карактеристики на циклусот,
- сигурноста на НТЕЦ,
- бараните регулациони карактеристики на НТЕЦ,
- економските параметри.

На следните сл. 9.4 и 9.5 се прикажани принципиелни топлински шеми на НТЕЦ.



(1-6). Довод на нуклеарно гориво; 4. Реактор; 7. Главна циркулациона пумпа; 12. Генератор на пара; 13. ВП Регенеративен загревач; 15. Деаератор; 16. Парна турбина; 17. Сепаратор на вода; 18. Прегревач на пара; 19. Кондензатор; 20. Ладилна кула; 21. НП регенеративен загревач; 22. Резервоари; 24. Филтерска постројка; 25. Пречистување вода; 26. Напојна пумпа за хавариски режим; 28. Експандер; 29. Резервоар за радиоактивен кондензат.

Сл. 9.4. Принципиелна топлинска шема на нуклеарна ТЕЦ



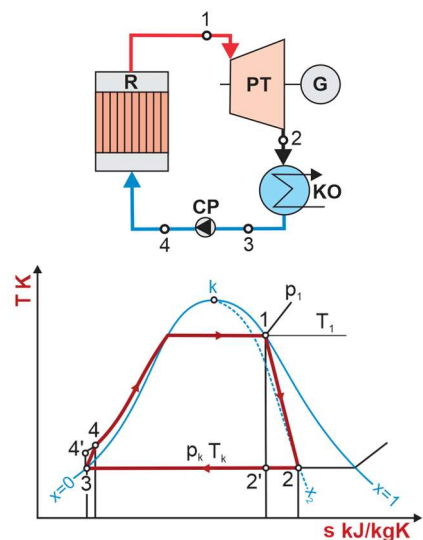
1. Реактор; 2. Акумулатор на притисок (компензатор); 3. Генератор на пара; 4. ВП и НП парна турбина; 5. Распределител на пара; 6. Кондензатор; 7. Циркулациона пумпа; 8. НП регенеративни загревачи на напојна вода; 9. Деаератор; 10. Напоен резервоар; 11. Напојна пумпа; 12. ВП регенеративни загревачи на напојна вода; 13. Загревач; 14. Циркулациона пумпа на средството за ладење на реакторот; 15. Електрогенератор.

Сл. 9.5. Принципиелна топлинска шема на нуклеарна ТЕЦ

9.2.2. Коefициенти на полезно дејство (КПД) на НТЕЦ за производство на електрична енергија

Определувањето на КПД на НТЕЦ зависи од видот на топлинската шема. Во наредниот текст ќе бидат објаснети некои карактеристични топлински шеми кај НТЕЦ и парниот циклус прикажан во T-s и i-s дијаграм. [15]

На сл. 9.6 е прикажана директна топлинска шема со еден круг и парниот циклус во T-s дијаграм на НТЕЦ. Топлината која се произведува во реакторот (R) се искористува за испарување на средството за ладење на реакторот. При тоа се добива сувозаситена пара (точка 1) која влегува во парна турбина (PT) во која се произведува механичка работа на вртење на излезното вратило на турбината. Механичката работа се искористува за вртење на електрогенераторот (G) во кој на клемите се произведува електрична енергија. Искористената пара во турбината излегува со состојба 2 (влажна пара на притисок и температура на кондензација). Потоа, парата се кондензира во кондензаторот (КО) до состојба 3 (кондензат-течност). Со помош на циркулационата пумпа (CP) со состојба 4 кондензатот влегува во реакторот на повторно испарување.



Сл. 9.6. Шема на директна еднокружна НТЕЦ и T-s дијаграм на парниот циклус

Промените на состојбите во циклусот се:

- (1÷2') и (1÷2) теоретска (адијабатска-изентропска) и реална експанзија во турбината (извршена работа),
- (2÷3) кондензација на парата при константен притисок и температура во кондензаторот (одведена топлина)
- (3÷4') и (3÷4) теоретска (адијабатска-изентропска) и реална потрошена работа во циркулационата пумпа
- (4÷1) загревање и испарување на средството за ладење во реакторот (доведена топлина).

На сл. 9.7 е прикажана шема на двокружна индиректна НТЕЦ и парниот циклус во T-s дијаграм. Таа се состои од примарен круг (реактор, генератор на пара и циркулациона пумпа) во кој циркулира средството за ладење на реакторот. Во секундарниот круг циркулира работниот медиум на парнотурбинската постројка. За загревање и испарување на кондензаторот со користи генератор на пара (GP) со внатрешен загревач на вода – кондензат (ZV) во кои се врши топлинска размена помеѓу средството за ладење на реакторот (примарен круг) и работниот медиум на парнотурбинската постројка (секундарен круг), при што на излезот од генераторот на пара се добива сувозаситена пара. Парниот циклус се изведува со истите промени на состојбата како во претходниот пример. Разликата е во тоа што како доведена топлина во циклусот се зема топлината предадена на работниот медиум на секундарниот круг (4÷1). Може да се забележи дека поради загубите при премин на топлината за испарување од средството за ладење на реакторот на работниот медиум во генераторот на пара се појавуваат температурните разлики ΔT_1 и ΔT_2 , односно:

$$\Delta T_1 = T_L - T_5$$

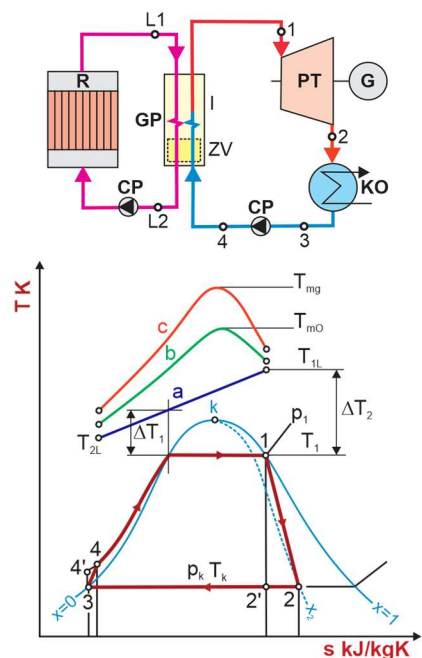
$$\Delta T_1 = T_{1L} - T_1$$

T_{1L} , T_{2L} K = температура на влезот и излезот на средството за ладење во генераторот на пара,

T_5 , T_1 K = температура на почетокот и крајот на фазата на испарување на работниот медиум на парнотурбинската постројка

Поголеми температурни разлики значат поголеми топлински загуби во генераторот на пара.

Како и кај претходната шема на излезот од турбината во точка 2 се појавува влажна пара (x_2), што може да претставува проблем во последните турбински степени. Дозволената влажност на парата на излезот од турбината е (12÷14) %.



- a - Температура на средството за ладење на реакторот
- b - Температура на обвивката на горивниот елемент
- c - Температура на горивото

Сл. 9.7. Шема на индиректна двокружна НТЕЦ и парниот циклус во T-s дијаграм

На сл. 9.8 е прикажана шема на двокружна индиректна НТЕЦ и парниот циклус во T-s дијаграм. Таа се состои од примарен круг (реактор, генератор на пара и циркуациона пумпа) во кој циркулира средството за ладење на реакторот и секундарен круг во кој циркулира работниот медиум на парнотурбинската постројка преку генераторот на пара. За загревање, испарување и прегревање на кондензатот со користи генератор на пара (GP) со внатрешен загревач на вода – кондензат (ZV) и прегревач на пара (PP) во кои се врши размена на топлина помеѓу средството за ладење на реакторот (примарен круг) и работниот медиум на парнотурбинската постројка (секундарен круг), при што на излезот од генераторот на пара се добива прегреана пара. Парниот циклус се изведува со истите промени на состојбата како во претходниот пример. Разликата е во тоа што како доведена топлина во циклусот се зема топлината предадена на работниот медиум на секундарниот круг (4÷1). И кај оваа шема се појавуваат загуби во генераторот на пара. На излезот од турбината во точка 2 се појавува влажна пара (x_2), но опасноста од појава на длабока влажност на парата кај овие постројки е помала. КПД на трите претходни топлински шеми се определуваат:

Термичкиот (теоретскиот) КПД на парнотурбинската постројка:

$$\eta_t = \frac{q_1 - q_2}{q_1} = \frac{l}{q_1} = \frac{h_0}{q_1} = \frac{i_1 - i_2'}{i_1 - i_4'}$$

q_1 kJ/kg = доведена топлина (специфична),

q_2 kJ/kg = одведена топлина (специфична),

$l = q_1 - q_2$ kJ/kg = специфична извршена работа,

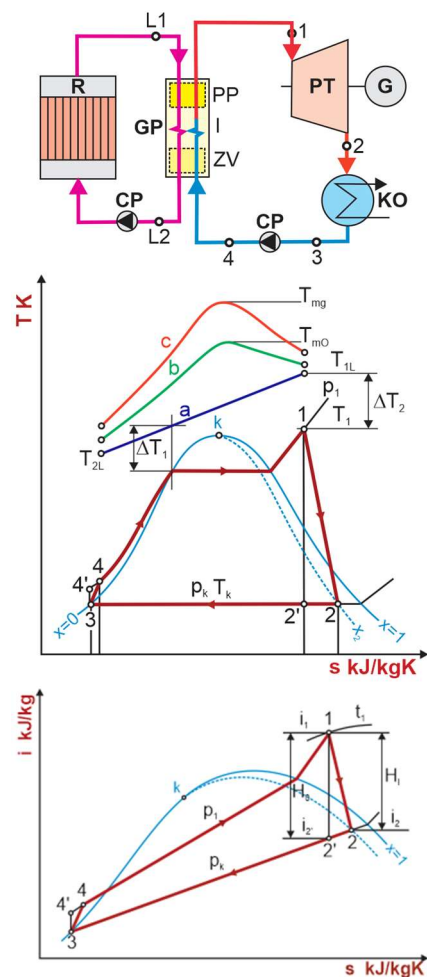
$i_4' = c_{pw} t_4'$ kJ/kg = енталпија на напојната вода на влезот во генераторот на пара, каде c_{pw} kJ/kgK е специфичен топлински капацитет на вода (при константен притисок) $c_{pw} = 4,19$ kJ/kgK при (нормални параметри).

Релативен внатрешен КПД на турбинската постројка:

$$\eta_{oi} = \frac{h_i}{h_0} = \frac{i_1 - i_2}{i_1 - i_2'}$$

h_i kJ/kg = индициран топлински пад кој се обработува во турбината,

h_0 kJ/kg = теоретски расположлив топлински пад кој се обработува во турбината.



Сл. 9.8. Шема на индиректна двокружна НТЕЦ со загревач на вода и прегревач на пара и парниот циклус во T-s и i-s дијаграм

КПД на парнотурбинската постројка (ПТП) се:

$$\eta_i = \eta_{oi} \cdot \eta_t \quad \text{или} \quad \eta_i = \frac{h_i}{q_1} = \frac{i_1 - i_2}{i_1 - i_4} \quad \text{индициран КПД}$$

$$\eta_{ef} = \eta_i \cdot \eta_m = \eta_{oi} \cdot \eta_t \cdot \eta_m \quad \text{ефективен КПД}$$

$$\eta_E = \eta_{ef} \cdot \eta_g = \eta_{oi} \cdot \eta_t \cdot \eta_m \cdot \eta_g \quad \text{електричен КПД}$$

$$\eta_{NK}^b = \eta_E \cdot \eta_K = \eta_{oi} \cdot \eta_t \cdot \eta_m \cdot \eta_g \cdot \eta_K \quad \text{вкупен (брuto) КПД}$$

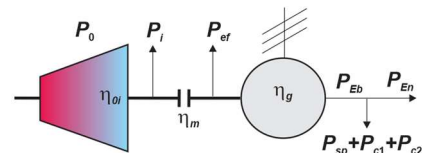
Соодветната моќност на парнотурбинската постројка:

$$P_0 = m \cdot h_0 \quad \text{теоретска моќ}$$

$$P_i = P_0 \cdot \eta_{oi} = m \cdot h_0 \cdot \eta_{oi} \quad \text{индицирана моќ}$$

$$P_{ef} = P_i \cdot \eta_m = m \cdot h_0 \cdot \eta_{oi} \cdot \eta_m \quad \text{ефективна моќ}$$

$$P_{Eb} = P_{ef} \cdot \eta_g = m \cdot h_0 \cdot \eta_{oi} \cdot \eta_m \cdot \eta_g \quad \text{брuto елект. моќ}$$



Вкупниот електричен (нето) КПД на ПТП е:

$$\eta_{En} = \frac{P_{En}}{P_{GP}} = \frac{P_{Eb} - P_{sp} - P_{c1} - P_{c2}}{P_{GP}}$$

P_{En} = нето електрична моќ,

P_{GP} = моќ на генераторот за пара,

$$P_{GP} = P_{SL} \cdot \eta_{GP} = (P_R \eta_R - P_{c1}) \cdot \eta_{GP}$$

P_R = моќ на реакторот,

η_R = КПД на реакторот,

P_{sp} = електрична моќ за сопствена потрошувачка,

P_{c1} = електрична моќ за циркулационите пумпи од примарниот круг,

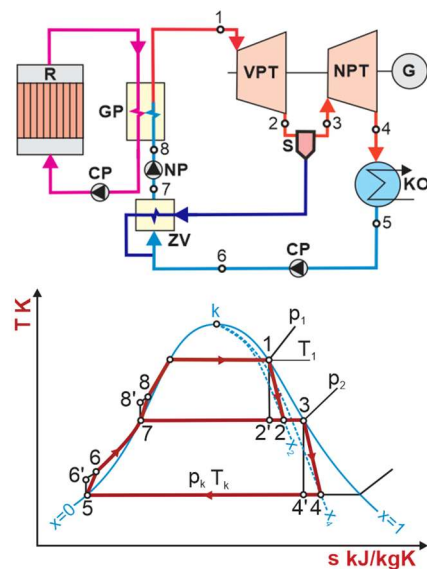
P_{c2} = електрична моќ за циркулационите пумпи од секундарниот круг,

P_{SL} = моќ предадена на средството за ладење на реакторот.

Вкупен (економски) КПД на НТЕЦ:

$$\eta_{En} = \frac{P_{En}}{P_R} = \frac{P_{Eb} - P_{sp} - P_{c1} - P_{c2}}{P_R}$$

На сл. 9.9 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со подобрен парен циклус со сепаратор. На влезот во цилиндарот за висок притисок VPT влегува сувозаситена пара. Меѓу цилиндрите за висок притисок VPT и низок притисок NPT се поставува сепаратор (S), во кој се одвојува течниот дел од парата на излезот од VPT, така што во NPT повторно влегува сувозаситена пара. Одземениот течен загреан дел се користи за загревање на напојната вода во загревачот на вода (ZV), односно се прави загревање на водата пред влезот во генераторот за пара (GP).

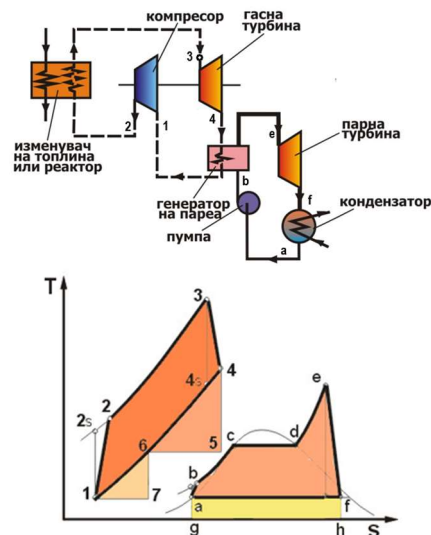


Сл. 9.9. НТЕЦ со подобрен парен циклус со сепаратор и загревач на вода

Индицираниот КПД на ПТП се определува:

$$\eta_i = \frac{h_{iVPT} + h_{iNPT}}{q_{1ZV} + q_{1GP}} = \frac{(i_1 - i_2) + (i_3 - i_4)}{(i_7 - i_6) + (i_1 - i_8)}$$

На сл. 9.10 е прикажана комбинирана НТЕЦ за производство на електрична енергија со гаснотурбинска и парнотурбинска постројка. Средството за ладење на реакторот топлината ја предава на работниот медиум (гасен медиум на пример воздух) на гаснотурбинската постројка во изменувачот на топлина. Работниот медиум се компримира во компресорот, се загрева во изменувачот на топлина и со повисоки параметри влегува во гасната турбина. Добиената механичка работа на вртење на излезното вратило на гасната турбина во електрогенераторот се претвора во електрична енергија. Работниот медиум на излезот од гасната турбина е со доволно висока температура и својата топлина ја предава во генераторот на пара на водата (кондензатот). Таа во него испарува и се носи во парна турбина на искористување. Парната турбина го движи вториот електрогенератор во кој се произведува електрична енергија. Искористената пара во парната турбина се кондензира во кондензаторот и со помош на циркулационата пумпа повторно се враќа на испарување во генераторот за пара. Кај комбинираните НТЕЦ се постигнува значително повисок вкупен КПД.



Сл. 9.10. Шема на комбинирана НТЕЦ со гаснотурбинска и парнотурбинска постројка

9.2.3. Топлински шеми на НТЕЦ за комбинирано производство на електрична и топлинска енергија

НТЕЦ може да се користат за комбинирано производство на електрична и топлинска енергија. Топлинската енергија се користи во:

- технолошки процеси (технолошка пара),
- централно греење (пара - топла вода),
- дестилација на морска вода и др.

Во зависност од топлинскиот процес на турбинската постројка се применуваат противпритисни турбини и кондензациони турбини со регулирано одземање пара. При примена на противпритисни турбини парата за технолошки потреби може директно да се носи во технолошкиот потрошувач или се применува топлински изменувач во кој парата топлината ја предава на друг работен медиум (на пример вода, пара со понизок притисок и сл.). Тоа е прикажано во следните топлински шеми на НТЕЦ за комбинирано производство на електрична и топлинска енергија. [15]

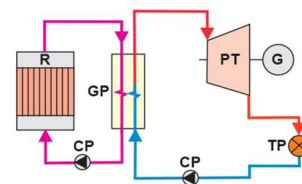
На сл. 9.11 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со притивпритисна парна турбина (PT) во која на клемите на електрогенераторот (G) се добива електрична енергија, а парата на излезот од турбината директно се носи во технолошкиот потрошач на пара (TP). Искористената пара од технолошкиот процес во вид на кондензат се враќа во циклусот и со помош на циркулационата пумпа (CP) влегува во генераторот на пара на повторно испарување (GP).

На сл. 9.12 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со притивпритисна парна турбина (PT) во која на клемите на електрогенераторот (G) се добива електрична енергија, а парата на излезот од турбината преку топлински изменувач (втор генератор на пара GP2) ја предава топлината и кондензира. Со циркулационата пумпа (CP) кондензатот се транспортира до генераторот на пара (GP) на повторно испарување. Предадената топлина во топлинскиот изменувач (втор генератор на пара GP2) се предава на водата за нејзино испарување, а парата се искористува во технолошкиот потрошач на пара (TP) и во вид на кондензат повторно се враќа на испарување во топлинскиот изменувач.

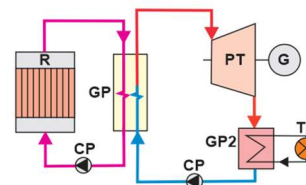
На сл. 9.13 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со кондензациона парна турбина (PT) со регулирано одземање на пара за технолошки потреби во која на клемите на електрогенераторот (G) се добива електрична енергија. Дел од парата се одзема од турбината и преку топлински изменувач топлинската енергија се предава во технолошки потрошач (TP). Останиот дел на парата на излезот од турбината се кондензира и заедно со кондензатот од топлинскиот изменувач се враќа во генераторот на пара на повторно испарување.

На сл. 9.14 е прикажан во T-s дијаграм на преминот на топлина од средството за ладење на водата во секундарниот циркулационен круг во генераторот на пара при примена на парнотурбински постројки. Во дијаграмот е направена споредба на производство на сувозаситена пара и прегреана пара во генераторот на пара. За подобро прикажување на температурите и потребната топлина на загревање во генераторот на пара се користи и дополнителен t-Q дијаграм. Во дијаграмот е прикажана потребната предадена топлина од средството за ладење кон водата при производство на сувозаситена, прегреана пара и прегреана пара со два различни притисоци.

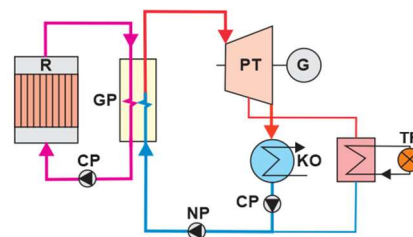
За постигнување на повисоки КПД во генераторот на пара подобро е да произведува прегреана пара при еден или два различни притисоци. Тоа зависи од редоследот на круговите во генераторот на пара. Од друга страна, големо влијанието на изборот на циклусот пред сè зависи од типот на реакторот, односно видот на средството



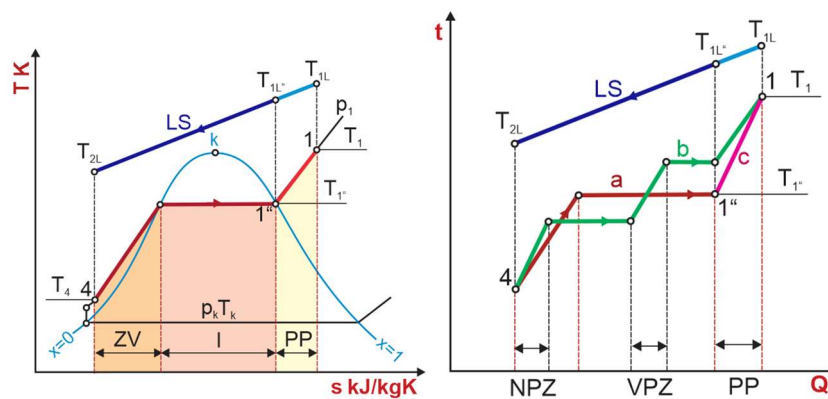
Сл. 9.11. Топлинска шема на НТЕЦ со притивпритисна турбина и директно искористување на топлинската енергија



Сл. 9.12. Топлинска шема на НТЕЦ со притивпритисна турбина и индиректно искористување на топлинската енергија



Сл. 9.13. Топлинска шема на НТЕЦ со кондензациона турбина со регулирано одземање пара за технолошки потреби



- a – сувозаситена пара
- b – прегреана пара со еден притисок
- c – прегреана пара со два притисоци
- LS – средство за ладење на реакторот
- ZV – загревач на вода
- I - испарувач
- NPZ – нископритисен загревач
- VPZ – високопритисен загревач
- PP – прегревач на пара

Сл. 9.14. Промена на температури во генераторот на пара

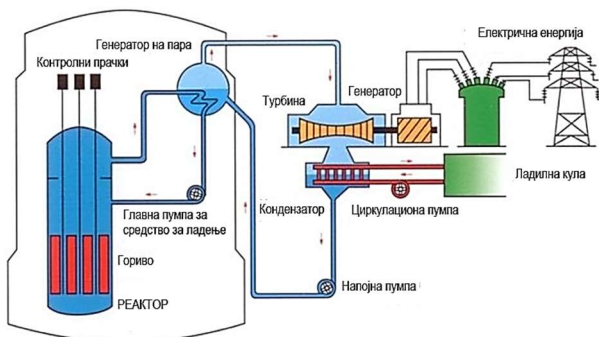
за ладење на реакторот. Во таб. 9.1 е прикажана споредба на различни средства за ладење и нивното загревање во реакторите.

Таб. 9.1. Влијание на температурата на средството за ладење на големината на неговото загревање во реакторите:

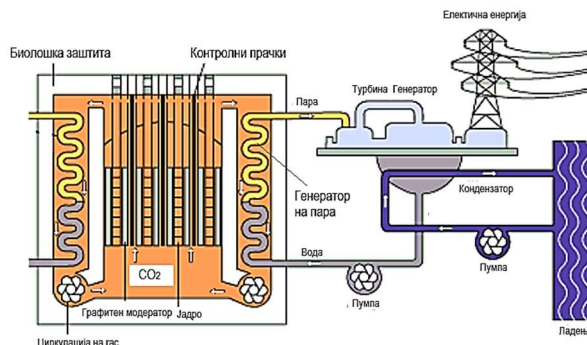
	Гасно		Течно		Течни метали	
	CO ₂	Вода	Дифенил	Na	NaK	
Однос на температурата на средството за ладење и водата	0,196	1	0,538	0,238	0,164	
Загревање на средството за ладење °C	200÷300	20÷40	30÷80	190÷250		

9.2.4. Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со гас

Топлинските шеми на НТЕЦ со реактори ладени со гас може да се поделат на шеми на НТЕЦ со нискотемпературни (температура на излезот на гасот од реакторот е околу 500 °C) и високотемпературни реактори (сл. 9.15 и 9.16). [68-86]



Сл. 9.15. Шематски приказ на НТЕЦ со GCR реактори (нискотемпературни реактори)

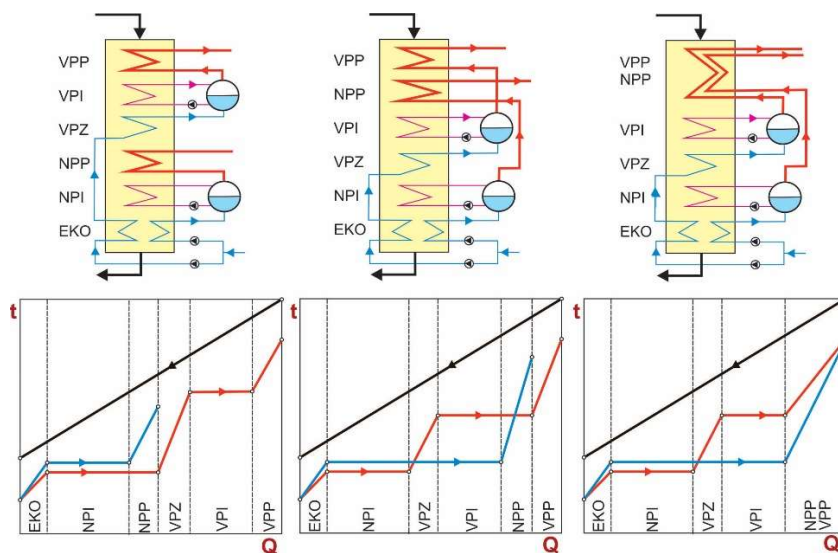


Сл. 9.16. Шематски приказ на НТЕЦ со AGR реактори (високотемпературни реактори)

9.2.4.1. НТЕЦ со нискотемпературни реактори

Кај реакторите на овие НТЕЦ најчесто како средство за ладење на реакторот најчесто се користи CO₂. Типичен пример се НТЕЦ реактори магнокс (GCR), со работни температури на природниот метален ураниум од 550 °C, на обвивката од магнокс (430÷500) °C и на примарниот циркулационен круг (360÷380) °C. Температурата на гасот (CO₂) на излезот од реакторот се движи од (350÷420) °C, што влијае на изборот на параметрите на секундарниот парен круг. Високото потребно загревање на средството за ладење во реакторот е проследено со големи загуби поради нерамномерен пренос на топлина во генераторот на пара. Затоа кај овие НТЕЦ генераторите на пара најчесто се изведуваат со два притисоци на парниот круг. Од тие причини технолошките шеми на НТЕЦ со овие реактори се разликуваат во разменувачките површини на генераторот на пара (сл. 9.17).

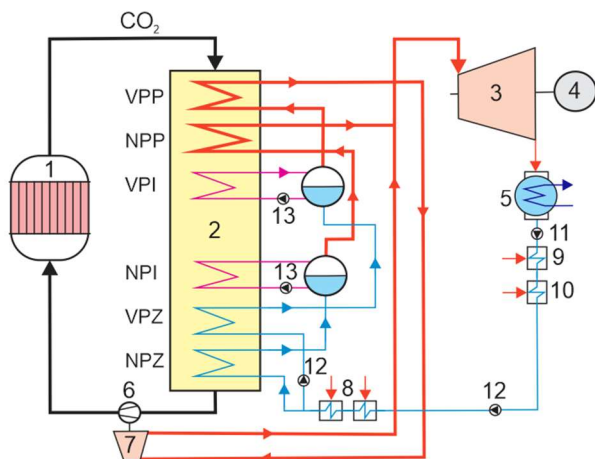
Разменувачките површини во генераторот на пара во два круга (високопритисен и нископритисен), составени од загревач на вода (економајзер), испарувач и прегревач, може да бидат поставени еден над друг (слика лево), потоа еден над друг поставени економајзерот и испарувачот а во најгорниот дел поставени прегревачите (слика во средина), или со паралелно поставени прегревачи во горниот дел (слика десно).



EKO – економјазер; VPZ – високопритисен загревач; NPI – нископритисен испарувач; VPI – високопритисен испарувач; NPP – нископритисен прегревач; VPP - високопритисен прегревач;

Сл. 9.17. Уредување на разменуваачките површини во генераторите на пара кои се применуваат во НТЕЦ со нискотемпературни реактори ладени со гас

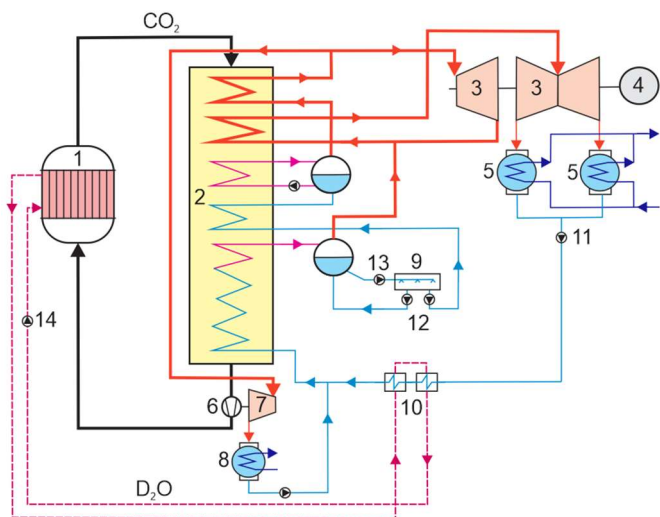
На сл. 9.18 е прикажана поедноставена топлинска шема на НТЕЦ Dungeness-A, со секундарен парен циклус на прегреана пара.



1. Реактор;
2. Генератор на пара;
3. Парна турбина;
4. Електрогенератор;
5. Кондензатор;
6. Вентилатор за гас;
7. Турбина за погон на вентилаторот;
8. ВПЗ на кондензат;
9. НПЗ на кондензат;
10. Дегазатор;
11. Циркулациона пумпа;
12. Напојна пумпа;
13. Циркулациони пумпи.

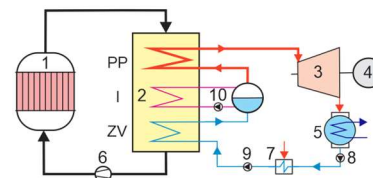
Сл. 9.18. Поедноставена топлинска шема на НТЕЦ Dungeness-A

На сл. 9.19 е прикажана топлинска шема НТЕЦ со реактор ладен со гас со меѓупрегревање на парата. Оваа НТЕЦ спаѓа во групата на поразвиени постројки, кај која е намалена појавата на длабока влажност на излезот од парната турбина.



Сл. 9.19. Топлинска шема НТЕЦ со реактор ладен со гас со меѓупрегревање на парата

1. Реактор;
2. Генератор на пара;
3. Парна турбина (ЦВП, ЦНП);
4. Електрогенератор;
5. Кондензатори;
6. Вентилатор;
7. Турбина за погон на вентилаторот;
8. Кондензатор;
9. Резервоар за вода;
10. Регенеративни загревачи на напојна вода;
11. Циркулациона пумпа;
12. Циркулациони пумпи;
13. Циркулациона пумпа;
14. Циркулациона пумпа на модераторот.



1. Реактор; 2. Генератор на пара; 3. Парна турбина; 4. Електрогенератор; 5. Кондензатор; 6. Вентилатор; 7. РЗВ; 8. Циркулациона пумпа; 9. Напојна пумпа; 10. Циркулациона пумпа.

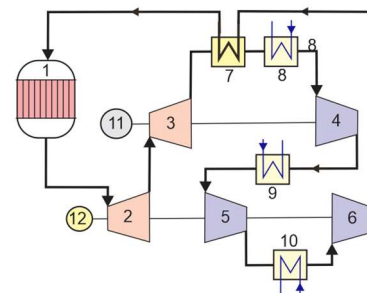
Сл. 9.20. Шема на НТЕЦ со високотемпературен реактор ладен со гас

9.2.4.2. НТЕЦ со високотемпературни реактори

Примената на ураниумов оксид или карбид како гориво и не'рџосувачки челик за обвивка на горивните елементи дозволува покачување на температурата на гасот во реакторот, а со тоа и постигнување високи параметри на парата во парниот циклус (слични на параметрите на конвенционалните ТЕП). Поради високите температури на гасот може да бидат применети и гасотурбински постројки. При пониски температури за ладење на реакторот се користи CO_2 , а на повисоки над $600\text{ }^\circ\text{C}$ на кои се појавува дисоцијација на CO_2 се применува хелиум.

Поради високите температури на гасот се намалува потребата за парен циклус со два притисоци и се користи циклус со еден притисок, кој е побезбеден и финансиски поповолен. Пример на тоа се голем број на НТЕЦ со AGR и HWGCR реактори (сл. 9.20).

На сл. 9.21 е прикажана топлинска шема НТЕЦ со гасотурбински постројки. Овие постројки можат да бидат конкурентни на парните (од гледна точка на ефикасноста) само при температури на влезот на гасовите на влезот во гасната турбина од $(600\div 700)\text{ }^\circ\text{C}$.



1. Реактор; 2. ВП гасна турбина; 3. НП гасна турбина; 4. НП компресор; 5. ВП компресор; 6. СП компресор; 7. Регенеративен загревач; 8. Подладилник; 9. Прв меѓуладилник; 10. Втор меѓуладилник; 11. Електрогенератор.

Сл. 9.21. Шема НТЕЦ со гасотурбински постројки

9.2.5. Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со вода

НТЕЦ со реактори ладени со вода може да се поделат на НТЕЦ со PWR и BWR реактори. Кај овие НТЕЦ парата добиена во генераторот на пара која влегува во турбината е сувозаситена, но може да се примени и дополнително прегревање на парата. За подобрување на моќта на парнотурбинскиот циклус се користи сувозаситена пара со повисок притисок на влезот во турбината, се прави внатрешна или надворешна сепарација на парата со цел намалување на влажноста на парата на излезот од турбината. [68-86]

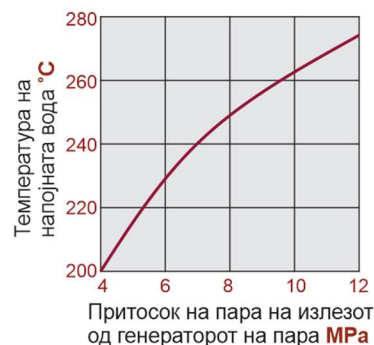
Внатрешната сепарација на влага во турбината не е совршен метод за сепарација и затоа се комбинира со друг метод за намалување на влажноста. Со надворешна сепарација се намалува влажноста за $(0,5 \div 1) \%$. Оптималната вредност на притисокот на сепарација е $0,15p_1$ (p_1 е притисок на свежата пара на влезот во турбината). Големината на притисокот на свежа пара се усвојува во зависност од влажноста на парата на влезот во сепараторот. За повисоки притисоци потребна е повеќестепена сепарација. До притисок од 4,5 МПа потребен е еден степен, до $(4,5 \div 8)$ МПа потребни се два степени и за притисоци над 8 МПа потребни се три степени на сепарација. Сепарираниата влага се враќа во системот на напојна вода на места со соодветна температура.

Со меѓупрегревање на парата се намалува опасноста на појава на влага во нископритисниот цилиндар на турбината. Меѓупрегревањето се изведува на притисок од $(20 \div 30) \%$ од влезниот притисок на пара, а минималната температурна разлика пред и по прегревањето се избира од $(15 \div 20) ^\circ\text{C}$.

Со комбинација на меѓупрегревање на парата и сепарација на влагата се постигнуваат одлични резултати за намалување на излезната влажност од турбината. Загревањето на напојната вода на влезот во генераторот на пара се движи до температури од $(160 \div 220) ^\circ\text{C}$. Загревањето влијае на големината на притисокот на парата на излезот од генераторот (сл. 9.22).

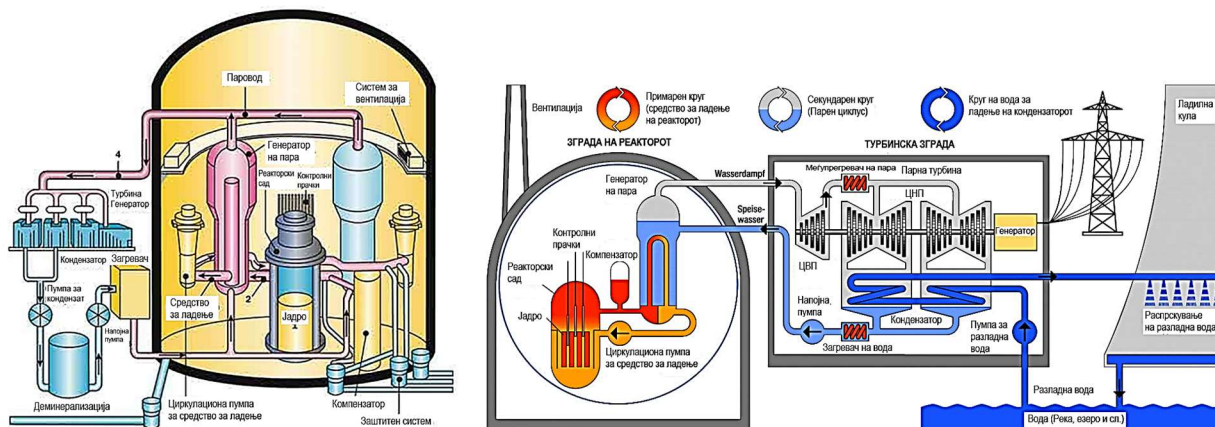
9.2.5.1. НТЕЦ со PWR реактори

Овој тип на НТЕЦ може да работат со секундарен круг со сувозаситена пара или прегреана пара добиена во меѓупрегревач на парата (сл. 9.23). Кај НТЕЦ кои работат со сувозаситена пара се разликува начинот на намалување на излезната влажност. Кај модерните постројки се оди на зголемување на влезниот притисок на свежата пара во турбината. Овој притисок се зголемувал од 3 МПа на 7 МПа со што се подобрила ефикасноста на постројката од 26 % на 33%.



Сл. 9.22. Влијание на крајната температура на напојната вода врз притисокот на пара на излезот од генераторот на пара

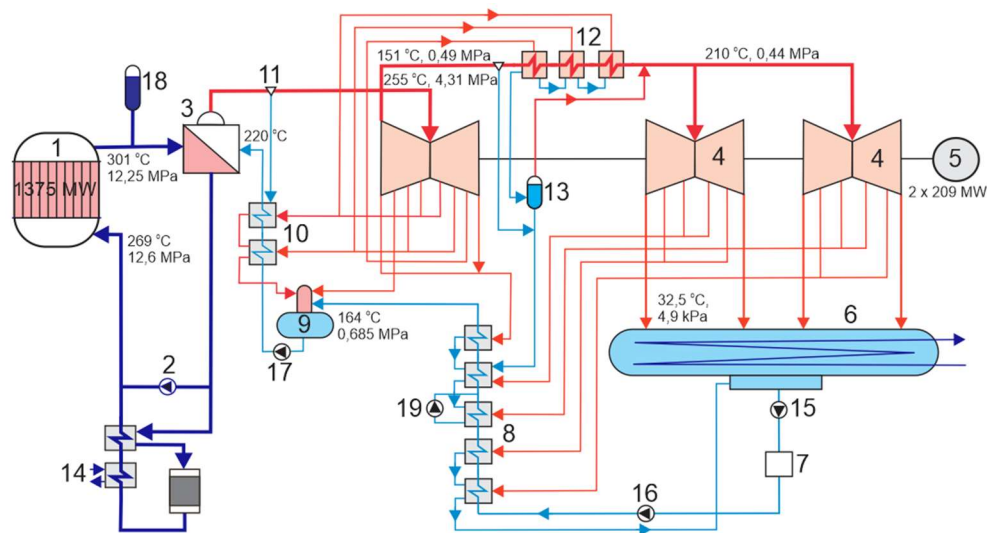
Пример на топлинска шема на НТЕЦ со PWR реактори прикажан е на сл. 9.24. Намалувањето на излезната влажност се изведува со надворешна сепарација и тростепено меѓупрегревање на парата. Кондензатот се загрева во регенеративни загревачи на напојна вода до 220 °C. [68-86]



НТЕЦ со сувозаситена пара

НТЕЦ со меѓупрегревање на парата

Сл. 9.23. Шематски приказ на НТЕЦ со PWR реактори

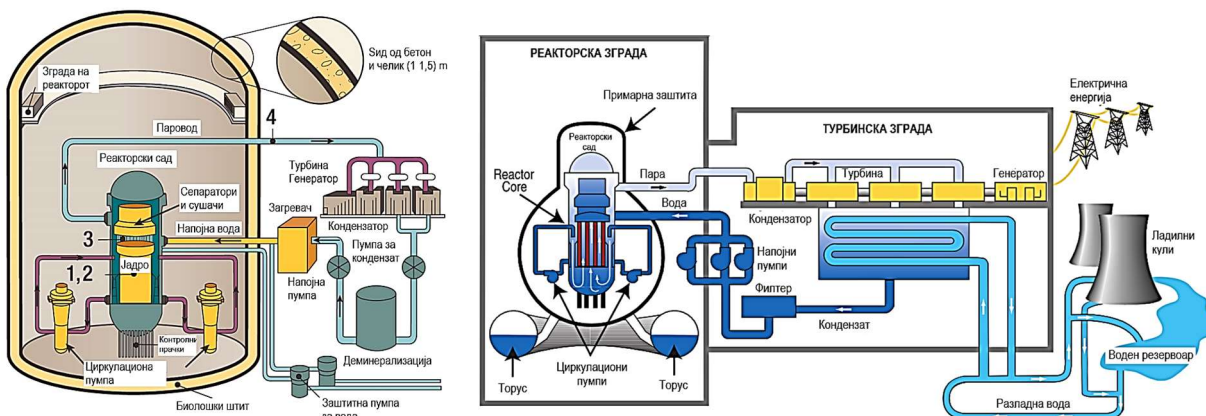


1. Реактор; 2. Главна циркулациона пумпа; 3. Генератор на пара; 4. Повеќецилиндрична парна турбина;
5. Електрогенератор; 6. Кондензатор; 7. Подготовка на кондензат; 8. ННР загревачи; 9. Деаератор; 10. ВПР загревачи;
11. Сепаратор; 12. Меѓупрегревачи на пара; 13. Експандер; 14. Круг за подготовка на вода во примариот круг; 15. Пумпа за кондензат; 16. Напојна пумпа; 17. Напојна пумпа; 18. Компензатор; 19. Пумпа.

Сл. 9.24. Топлинска шема на НТЕЦ со PWR (VVER) реактор со моќ од 420 MW

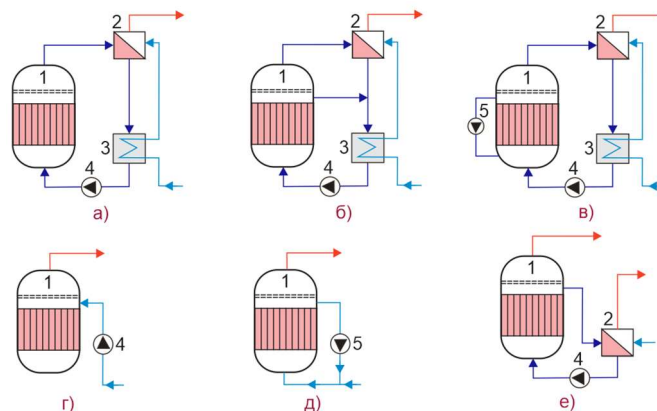
9.2.5.2. НТЕЦ со BWR реактори

Шематски приказ на НТЕЦ со BWR реактор со примарен и секундарен круг е даден на сл. 9.25.



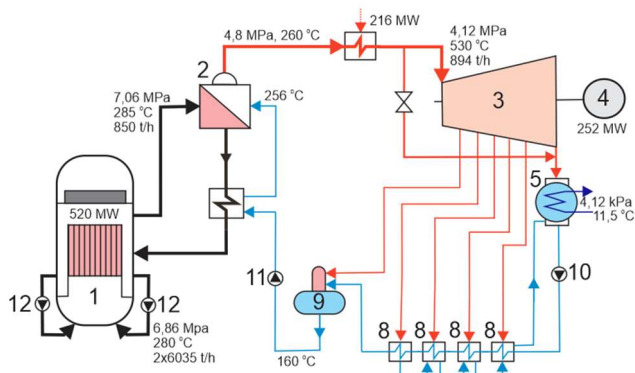
Сл. 9.25. Шематски приказ НТЕЦ со BWR реактори

Основните шеми на поврзување на НТЕЦ со BWR реакторот во топлинската шема, се прикажани на сл. 9.26. На шемите (а и б) е прикажана индиректна врска на поврзување на реакторот и турбината преку генератор на пара со природна циркулација на средството за ладење во реакторот. На шемата (в) е прикажана принудна циркулација на средството за ладење во реакторот. Потоа се појавиле НТЕЦ со комбинирано движење на парата, шема (е). Денес НТЕЦ работат со директна врска (директен парен циклус), шеми (г и д). Понекогаш се применува принудна циркулација на средството за ладење во реакторот, поради зголемување на моќта на реакторот. [68-86]



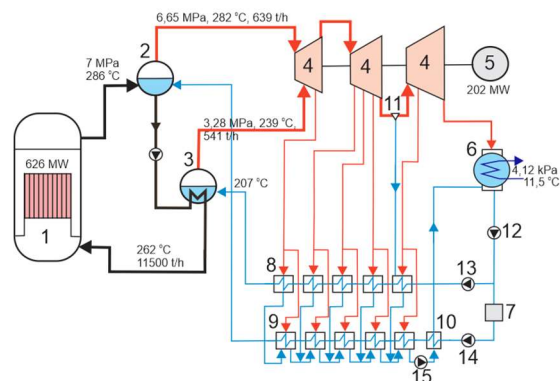
Сл. 9.26. Основни шеми на поврзување на BWR реакторот во топлинската шема на НТЕЦ

На сл. 9.27 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ KWL Lingen, Германија со индиректен секундарен парен циклус со нето моќ од 240 MW и КПД од 33 %. Во јадрото се генерира влажна пара со 8,4 % влажност која се одвлажува во внатрешниот сепаратор. Оваа пара влегува во генераторот на пара и генерира секундарна сувозаситена пара со притисок 4,8 MPa. Кај овие НТЕЦ сувозаситената пара може да се прегрева во прегревач на пара од надворешен извор на топлина. Во овој случај се користи прегревач на пара кој работи на нафта, а парата се прегрева до 530 °C и на тој начин излезната влажност на парата од турбината е помала од 12 %. [68-86]



1. Реактор со внатрешен сепаратор; 2. Генератор на пара;
3. Парна турбина; 4. Електрогенератор; 5. Кондензатор;
6. Ладилник на примарниот круг; 7. Прегревач на нафта;
8. РЗ на напојна вода; 9. Деаератор; 10. Пумпа за кондензат; 11. Напојна пумпа; 12. Пумпа за рецикулација.

Сл. 9.27. Топлинска шема на НТЕЦ KWL Lingen, Германија со индиректен секундарен парен циклус



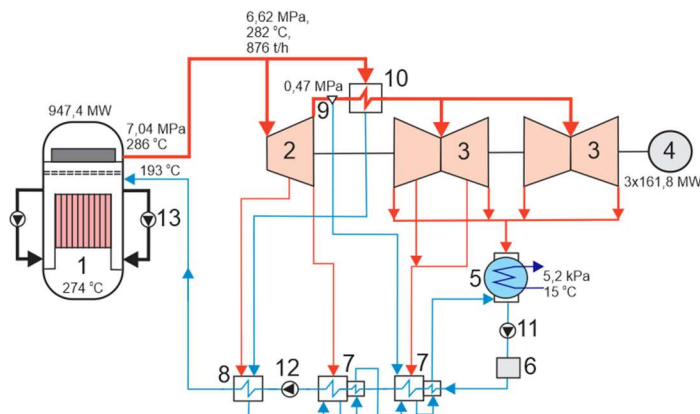
1. Реактор; 2. Сепаратор на пара; 3. Генератор на пара со низок притисок; 4. Парна турбина; 5. Електрогенератор;
6. Кондензатор; 7. Филтер; 8. НПР загревачи; 9. ВПР загревачи; 10. Ладилник на кондензат; 11. Надворешен сепаратор; 12. Пумпа за кондензат; 13. НП пумпа;
14. ВП пумпа; 15. Пумпа за дренажа.

Сл. 9.28. Топлинска шема на НТЕЦ Dresden, Германија со индиректен секундарен парен циклус

На сл. 9.28 е прикажана топлинската шема на НТЕЦ Dresden, Германија со комбиниран циклус со нето моќ од 184 MW со КПД од 29,4 %. Смесата од пара и вода (5,4 % пара) од реакторот се носи во сепаратор на пара во кој се генерира сувозаситена пара со понизок притисок. Влажноста на парата се намалува во надворешниот сепаратор.

На сл. 9.29 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ Muehleburg, Германија со нето моќ од 306 MW и КПД од 32,2 %. Кај оваа НТЕЦ се користи директен парен циклус кој се користи и денес. Влажната пара од јадрото на реакторот се носи во внатрешен сепаратор и сушач од кои излегува со влажност од 0,2 %. Рецикулацијата на средството за ладење се изведува

со надворешни пумпи и инјектори сместени во реакторот. Парата на излезот од турбината се сепарира во надворешен сепаратор на влага и се прегрева при притисок од 0,47 МПа.



1. Реактор со внатрешен сепаратор, сушач и инјектори; 2. ВП турбина; 3. НП турбини; 4. Електрогенератор; 5. Кондензатор; 6. Деминерализатор на кондензат; 7. НПР загревачи; 8. ВПР загревач; 9. Надворешен сепаратор; 10. Прегревач на пара; 11. Пумпа за кондензат; 12. Напојна пумпа; 13. Надворешни пумпи за рецикулација.

Сл. 9.29. Топлинска шема на НТЕЦ Muhleburg, Германија со директен парен циклус

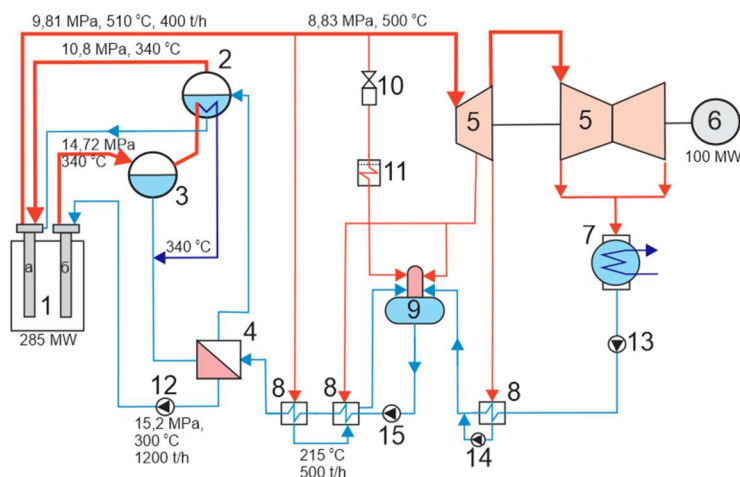
9.2.5.3. НТЕЦ со реактори ладени со вода и дополнително прегревање на пара

Недостатоците на парниот циклус со сувозаситена пара може да се намалат со прегревање на парата пред турбината со прегревач на пара со надворешен извор на топлина или со прегревање директно во реакторот. Прегревањето е термодинамички поволно, но од друга страна се усложнува топлинската шема на НТЕЦ и се намалува нејзината сигурност. Прегревањето со надворешен извор на топлина е прикажано во претходната топлинска шема на сл. 9.27. Прегревањето најчесто се изведува со топлина добиена при согорување на цврсто или течно гориво. Овој начин е користен во неколку НТЕЦ со PWR и BWR реактори (Indian Point 1, Elk River, Lingen). Овој начин на прегревање топлински не го искористува сопственото нуклеарно гориво и има други технолошки недостатоци. [68-86]

На сл. 9.30 е прикажан пример на НТЕЦ Белојарск, Русија со директно прегревање на парата во реакторот. Оваа НТЕЦ користи PWGR реактор, а е со нето моќ 94 MW и КПД од 33 %. Смесата од пара и вода се одведува од испарувачките канали на надворешниот сепаратор. Парата од сепараторот поминува низ испарувачот, а по кондензацијата се меша со

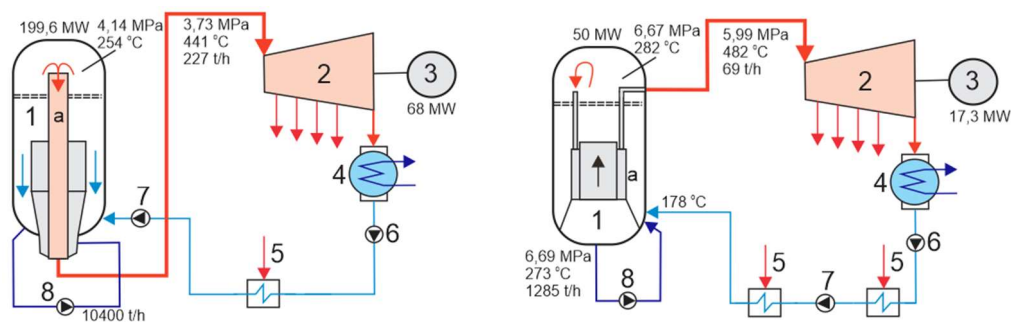
водата која излегува од сепараторот и се води во двостепениот економајзер. Напојната вода по загревањето во економајзерот влегува во испарувачот и потоа во каналите за прегревавање во реакторот.

Други решенија на прегревањето во реакторот се прикажани на сл. 9.31 за НТЕЦ Pathfinder со нето моќ 62 MW и КПД од 31 % и НТЕЦ Bonus со нето моќ 16,3 MW и КПД од 32,6 %. Топлинските шеми се слични, а постројките се со директен парен циклус со таа разлика што немаат посебни уреди за намалување на влажноста на парата која експандира во турбината.



1. Реактор со канали за прегревање (а) и испарување (б); 2. Испарувач; 3. Сепаратор; 4. Загревач – економајзер; 5. Парна турбина; 6. Електрогенератор; 7. Кондензатор; 8. РЗ на напојна вода; 9. Деаератор; 10. Арматура за пропуштање; 11. Сигурносен кондензатор; 12. Циркулациона пумпа; 13. Пумпа за кондензат; 14. Пумпа; 15. Напојна пумпа.

Сл. 9.30. Топлинска шема на НТЕЦ со прегревање на парата во реакторот



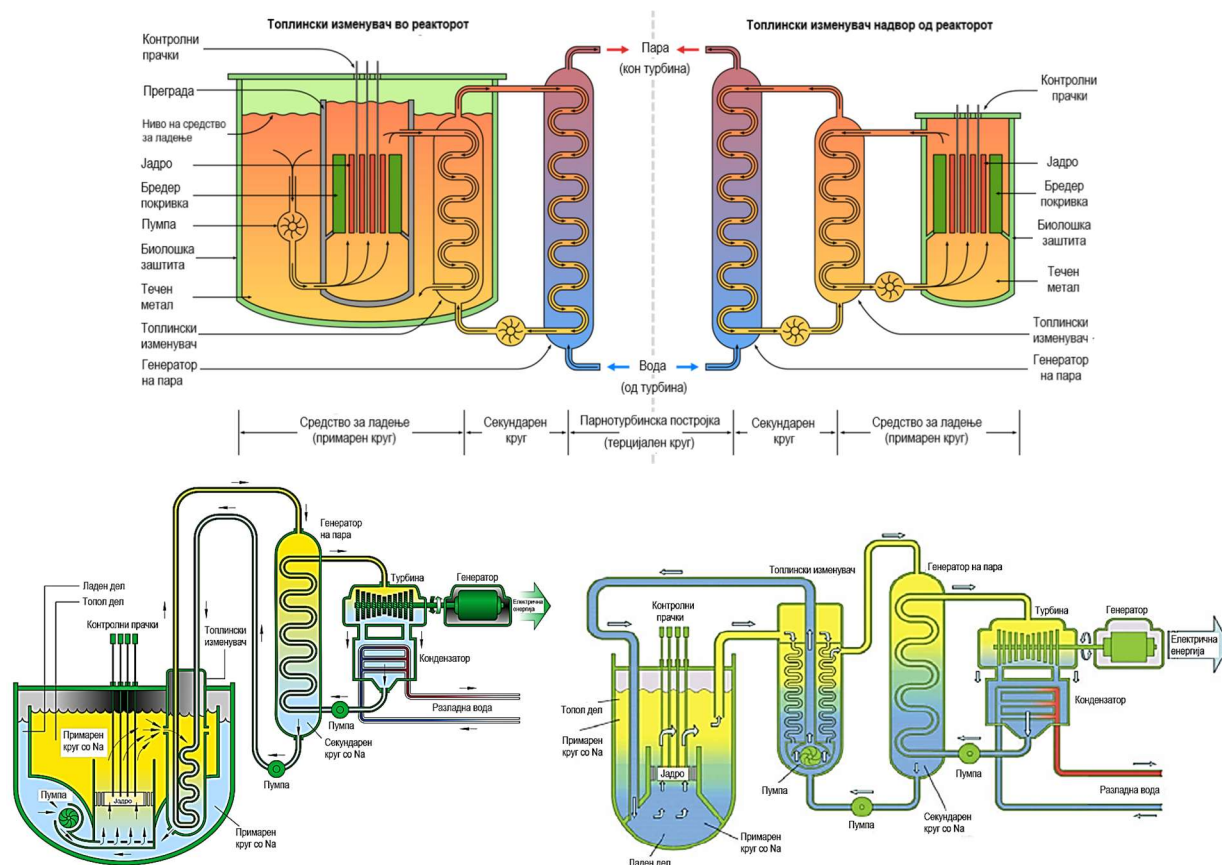
1. Реактор со прегревач (а); 2. Парна турбина; 3. Електрогенератор; 4. Кондензатор; 5. РЗ на напојна вода; 6. Пумпа за кондензат; 7. Напојна пумпа; 8. Циркулациона пумпа.

Сл. 9.31. Топлински шеми на НТЕЦ со прегревање на парата во реакторот (лево Pathfinder и десно Bonus)

9.2.6. Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со течни метали

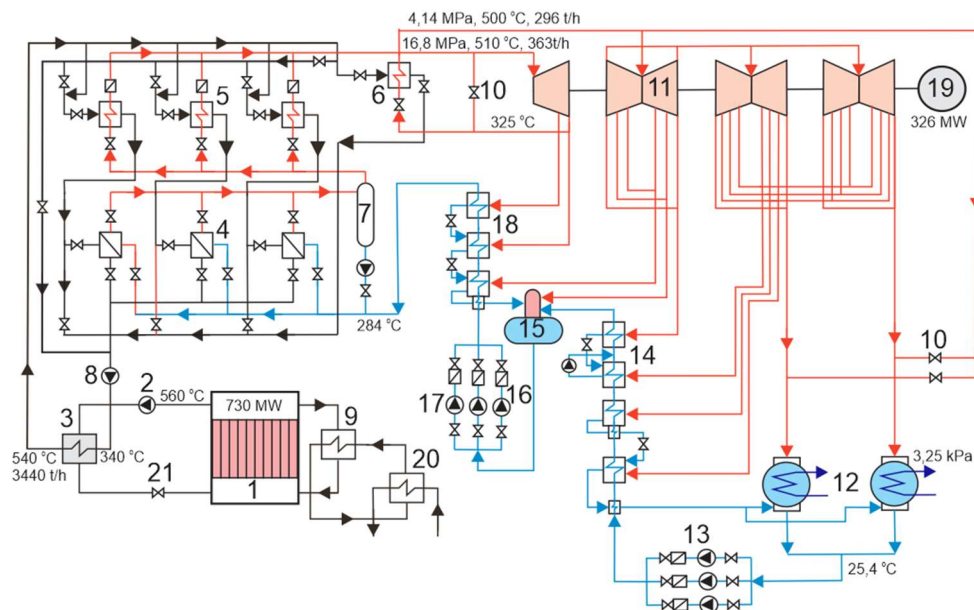
НТЕЦ со реактори ладени со течни метали, најчесто со Na, се изведуваат со три круга (трокружни). Меѓукругот во кој протекува исто така Na има за задача при евентуално пукање на цевките во генераторот на пара да спречи хемиска реакција на водата со активниот течен метал. Параметрите на парата се слични на параметрите кај класичните ТЕЦ на фосилни горива. Исто така, парниот круг е сличен како кај класичните ТЕЦ. [68-86]

Претходно беше спомнато дека кај брзите реактори постојат два начина на поставување на топлинскиот изменувач. Тој може да се наоѓа во реакторскиот сад или надвор од него. На сл. 9.32 се прикажани принципиелни шеми на НТЕЦ со двата начина на поставување на топлинскиот изменувач.



Сл. 9.32. НТЕЦ со брзи реактори ладени со течен метал во зависност од местото на поставување на топлинскиот изменувач (лево – внатре, десно надвор од реакторот)

На сл. 9.33 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со брз реактор Na-2, Германија, ладен со Na со нето моќ од 300 MW и КПД од 41,1 %. Примарниот круг е составен од три еднакви, независни и паралелни кругови со Na. Во секој од трите меѓукругови поставен е генератор на пара, три прегревачи на пара и еден меѓупрегревач на пара. Параметрите на парата на влезот во турбина се 16,2 MPa и 505 °C. Меѓупрегревањето се изведува при притисок од 4,1 MPa и температура од 500 °C. Напојната вода се загрева до 284 °C. [68-86]



1. Реактор; 2. Главна циркулациона пумпа на примарниот круг; 3. Топлински изменувач на меѓукругот; 4. Генератор на пара; 5. Прегревач на пара; 6. Меѓупрегревач на пара; 7. Сепаратор; 8. Циркулациона пумпа на меѓукругот; 9. Топлински изменувач на кругот за дополнително принудно подладување на реакторот; 10. Парни вентили; 11. Парна турбина; 12. Кондензатор; 13. Пумпи за кондензат; 14. НПР загревачи на напојна вода; 15. Дегазатор; 16. Пумпи за напојна вода; 17. Резервни пумпи за напојна вода; 18. ВПР загревачи на напојна вода; 19. Електрогенератор; 20. Воздушен топлински изменувач за дополнително принудно ладење на реакторот; 21. Регулациона и арматура за затворање.

Сл. 9.33. Топлинска шема на НТЕЦ со три круга со брз реактор ладен со Na (реактор Na-2, Германија)

9.2.7. Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со тешка вода

НТЕЦ кои користат реактор CANDU се двоконтурни (со два круга) парнотурбински постројки за производство на електрична енергија. Средството за ладење на реакторот и работниот флуид немаат меѓусебен допир, со што се избегнува контаминацијата на надворешната околина. Првата контура ја сочинува трактот на средството за ладење (D_2O), а втората пароводниот тракт (топлински круг). [68-86]

Средството за ладење одземајќи ја топлината од реакторот и предавајќи ја во генераторите на пара, претрпува промени на специфичниот волумен, кои во контурата се компензираат со поставување компензатори со нерастворлив гас. Циклусот на првата контура по предавањето на топлината во генераторите на пара се затвора со враќањето на средството за ладење во реакторот, што се изведува со помош на циркулациони пумпи.

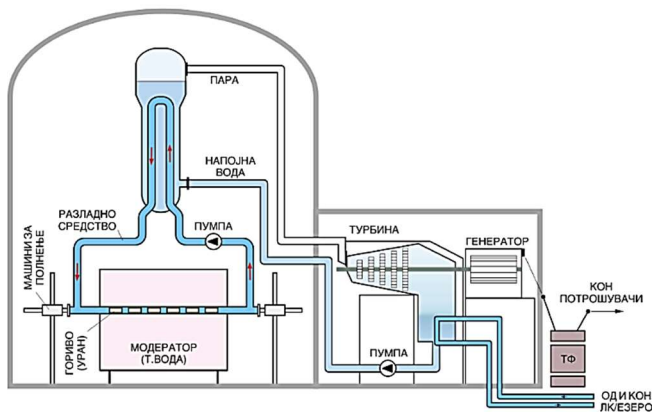
Во втората контура кај постројките CANDU кружи обична вода, која испарува во генераторите на пара и се носи кон високопритисниот дел на турбината. Парата во високопритисниот цилиндар од турбината експандира, односно извршува механичка работа. Од високопритисниот дел парата се носи во среднопритисниот дел на турбината, но претходно се прави нејзина сепарација во сепараторот за пара (одвојување на евентуалниот течен дел) и прегревање во прегревачот на пара со помош на свежа пара од генераторот за пара (постигнување пара со висока температура).

По излезот од среднопритисниот дел (цилиндар) на турбината, парата оди во нископритисниот дел на турбината каде се доизработува. Во него таа повторно експандира до кондензаторски притисок до гранична влажност од 12 %. Експандираната пара се кондензира во кондензаторот, со помош на разладната вода од ладилна кула, езеро, река и др. По излезот од кондензаторот, кондензатот се загрева во нископритисните загреватели со помош на пара одземена од нископритисниот дел на турбината и загреан оди во дегазаторот. Во дегазаторот, од водата (кондензатот) се отстрануваат сите гасови што не можат да се кондензираат. Дегазираниот кондензат дополнително се загрева во високопритисните загреватели и загреан со помош на напојни пумпи се враќа во генераторите на пара. На тој начин се затвора циклусот на втората контура.

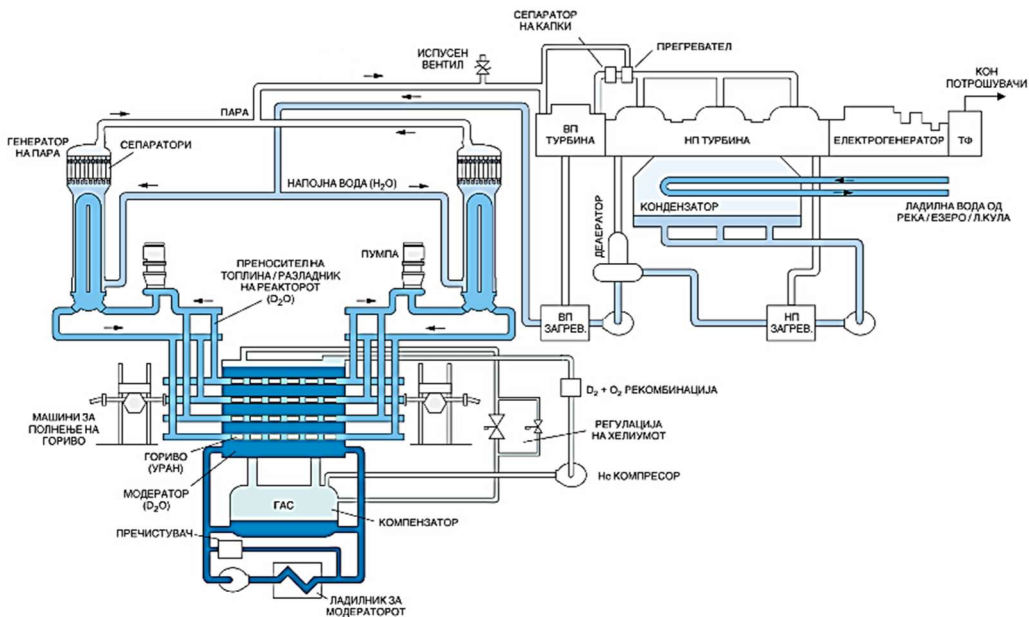
Помеѓу двете контури е поставен заштитен ѕид, односно биолошки штит, со кој се спречува контаминација на работниот персонал и околината. При потреба од интервенции во контаминираниот дел, постројката се запира, се деконтаминира и потоа се дозволува влез на луѓе. На [сл. 9.34](#) е претста-

вена проста технолошка шема на постројка со реактор CANDU со ладилно средство тешка вода под притисок (PHWR).

Во бетонското своно, кое служи како биолошки штит, се сместени реакторот, машините за полнење на реакторот со гориво, генераторите на пара и системот на модераторот. Турбинскиот дел и неговите елементи се потполно одвоени и се исти како кај парнотурбинските постројки на фосилни горива. Подетална технолошка шема на НТЕЦ е прикажана на сл. 9.35.



Сл. 9.34. Проста технолошка шема на НТЕЦ со реактор CANDU PHWR

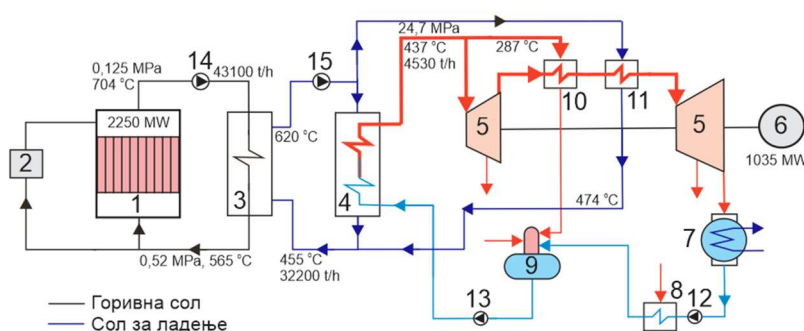


Сл. 9.35. Подетална технолошка шема на НТЕЦ со реактор CANDU PHWR

9.2.8. Топлински шеми на НТЕЦ со реактори ладени со други средства за ладење

При користење органски средства за ладење на реакторот се користат двоконтурни (со два круга) топлински шеми. Поголемото загревање на средството за ладење во реакторот овозможува постигнување прегреана пара во генераторот на пара. [68-86]

На сл. 9.36 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со реактор од типот MSBR ладен со течни соли. Оваа НТЕЦ е со нето моќ од 1000 MW и КПД од 44,4 %. Во примарниот круг циркулира течната сол на нуклеарното гориво (LiF , BeF_2 , ThF_4 , UF_4), која во реакторот се загрева за $\Delta t = 40$ °C. Меѓукругот се прави со цел за спречување на директен контакт на активната течна сол со работниот медиум. Овој меѓукруг е исполнет со еутектична смеса на NaBF_4 и NaF . Високите температури на горивната сол и солта за ладење овозможуваат примена на парен циклус со наткритични параметри. Намалувањето на крајната влажност на пара на излезот од турбината се постигнува со двостепено прегревавање на парата со помош на солта за ладење.

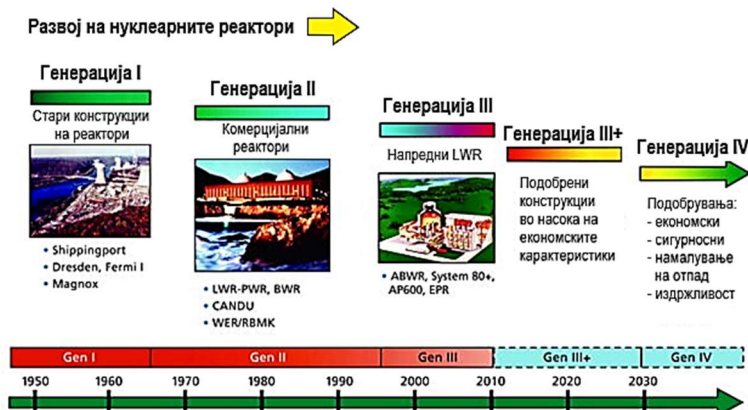


1. Реактор; 2. Хемиска подготовка на горивната сол; 3. Топлински изменувач на примарниот круг; 4. Генератор на пара со испарувач и прегревач; 5. Парна турбина; 6. Електрогенератор; 7. Кондензатор; 8. Загревач на напојна вода; 9. Дегазатор; 10. Прегревач загреван на свежа пара со сол; 11. Прегревач загреван со сол за ладење; 12. Пумпа за кондензат; 13. Напојна пумпа; 14. Циркулациона пумпа на горивна сол; 15. Циркулациона пумпа на сол за ладење.

Сл. 9.36. Топлинска шема на НТЕЦ со реактор ладен со растопени соли

9.3. Технолошки шеми на модерни НТЕЦ и НТЕЦ во развој

На сл. 9.37 е прикажан развојот на нуклеарните реактори по генерации во текот на годините, како и новите реактори кои се во фаза на нивно идно подобрување. [68-86]

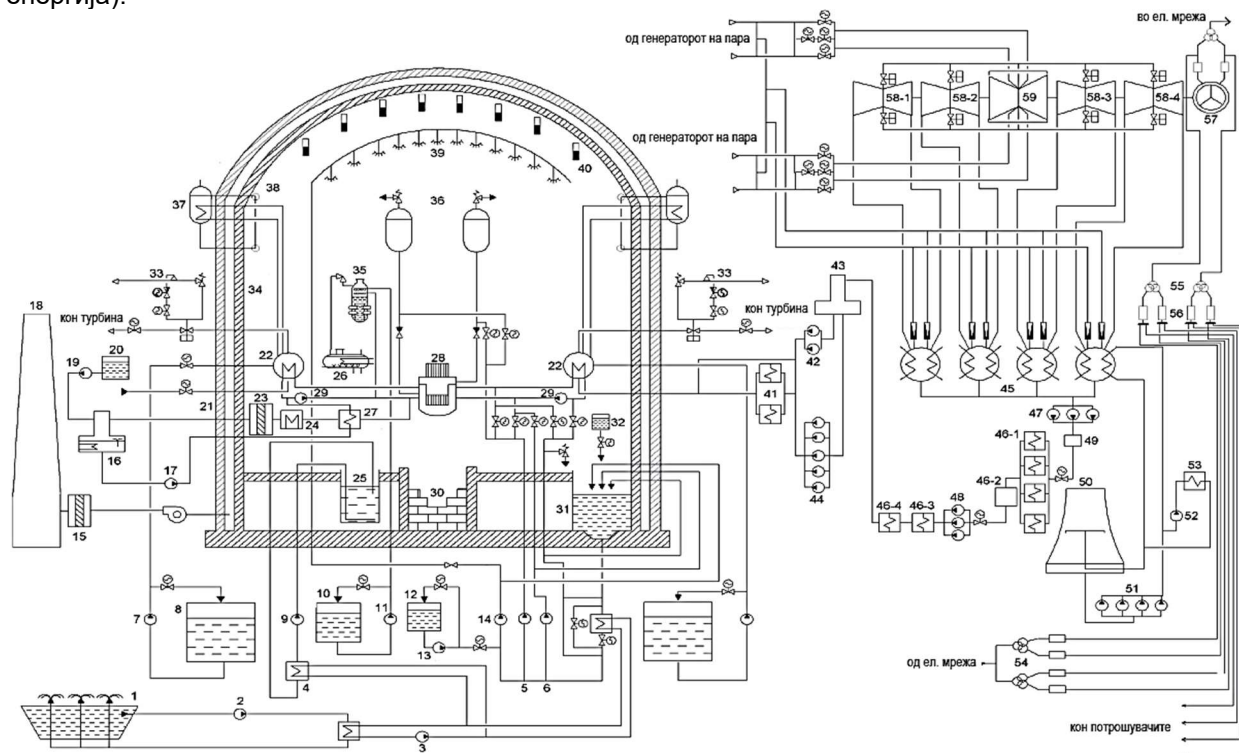


Сл. 9.37. Развој на нуклеарните реактори

Развојот на нуклеарните реактори е опфатен во 4 етапи, односно во 4 генерации:

- **Генерација I.** Во оваа генерација спаѓаат нуклеарните реактори кои се наоѓаат во експлоатација пред 1970 год. Во оваа група спаѓаат пред сè реакторите магнокс кои се применуваа во НТЕЦ во Велика Британија и Германија. Овие НТЕЦ користат природен ураниум да се избегне потребата од збогатување на горивото.
- **Генерација II.** Во оваа генерација се опфатени реакторите со лесна вода од 1970 година, кои сè уште се во експлоатација. Главно тоа се реакторите од типот PWR и BWR, Candu, VER/RBMK.
- **Генерација III.** Во оваа група спаѓаат подобрени типови на реактори, односно направено е оптимирање на постојните реактори, во насока на нивната економичност и сигурност. Овие реактори се развивале до 2010 година.
- **Генерација IV.** Во оваа група спаѓаат подобрени модерни реактори со цел на развојот до 2030 година. Подобрувањата се состојат во насока на техничките карактеристики и нивната економичност и сигурност. Во оваа група влегуваат нуклеарните постројки за добивање водород (за транспорт и производство на електрична енергија).

На сл. 9.38 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ Temelin 3 и 4, Република Чешка, со реактори ладени со вода под притисок од типот VVER, Русија. Овие реактори се со нова технологија и спаѓаат во генерација III+. Планирана е изградба на двата блока и нивна комерцијална употреба до 2018 год. НТЕЦ од овој тип се одликуваат со подобра безбедност во согласност со меѓународните стандарди EUR (европски) препорачани од МААЕ (Меѓународна агенција за атомска енергија).

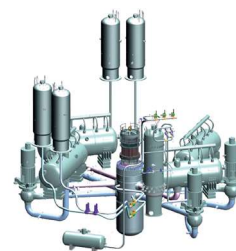


1. Базен со распрскавач; 2. Пумпи за техничка вода; 3. Пумпа на меѓукоктурата; 4. Топлински изменувач во базенот за согорено гориво; 5. Нископритисна пумпа за хавариско дополнување; 6. Високопритисна пумпа за хавариско дополнување; 8. Резервоари за борна киселина со висока концентрација; 9. Пумпа за хавариски дотур на борна киселина; 10. Дополнителен резервоар за борна киселина; 11. Пумпа за хавариско снабдување со бор; 12. Резервоар за хемиски реагенси; 13. Пумпа за довод на хемиски реагенси; 14. Пумпа на системот за прскање; 15. Филтер; 16. Дегазатор на системот за дополнување на примариот круг; 17. Пумпи за системот за дополнување на примариот круг; 18. Оџак за вентилација; 19. Пумпа за организирани протекувања; 20. Резервоар за организирани протекувања; 21. Надворешна заштитна обвивка; 22. Генератор на пара; 23. Специјална подготовка на вода (чистење); 24. Подладилник; 25. Базен за складирање на согореното гориво; 26. Резервоар за барботажа; 27. Регенаративен изменувач на системот за дополнување; 28. Реактор; 29. Главна пумпа за циркулација; 30. Фаќач на растопини; 31. Инка; 32. Резервоар за хавариски алкали; 33. Главен блок на парната арматура; 34. Заштитна обвивка; 35. Компензатор; 36. Хидроакумулатори од системот за заливање; 37. Резервоар на системот за пасивно ладење; 38. Кондензатор на системот за пасивно ладење; 39. Колектор на системите за распрскавање; 40. Пасивен акумулатор за водород; 41. Високопритисен круг; 42. Помошна електрична напојна пумпа; 43. Дегазатор; 44. Електрична напојна пумпа; 45. Кондензатори; 46. Нископритисен круг; 47. Пумпи за кондензат од 1 степен; 48. Пумпи за кондензат од 2 степен; 49. Блокска подготовка на вода; 50. Ладилна кула; 51. Пумпи за разладна вода; 52. Пумпа за техничка вода; 53. Потрошувачи; 54. Резервен трансформатор за сопствена потрошувачка; 55. Трансформатор за сопствена потрошувачка; 56. Разводник за сопствена потрошувачка; 57. Електрогенератор; 58. НП турбина; 59. ВП турбина.

Сл. 9.38. Топлинска шема на НТЕЦ Temelin 3 и 4, Р. Чешка, со реактори ладени со вода под притисок од типот VVER, Русија.[87]

Технолошката шема на примарниот круг (реакторскиот дел) ги содржи следните компоненти (сл. 9.39): [87]

- реактор;
- хоризонтални генератори на пара тип PVG-1000MKP;
- четири главни циркулациони пумпи тип GCNA-1391;
- главни цевководи за циркулација NO 850;
- систем за компензација;
- систем за ладење на активната зона (пасивен дел);
- систем за хавариско отстранување на гасовите.



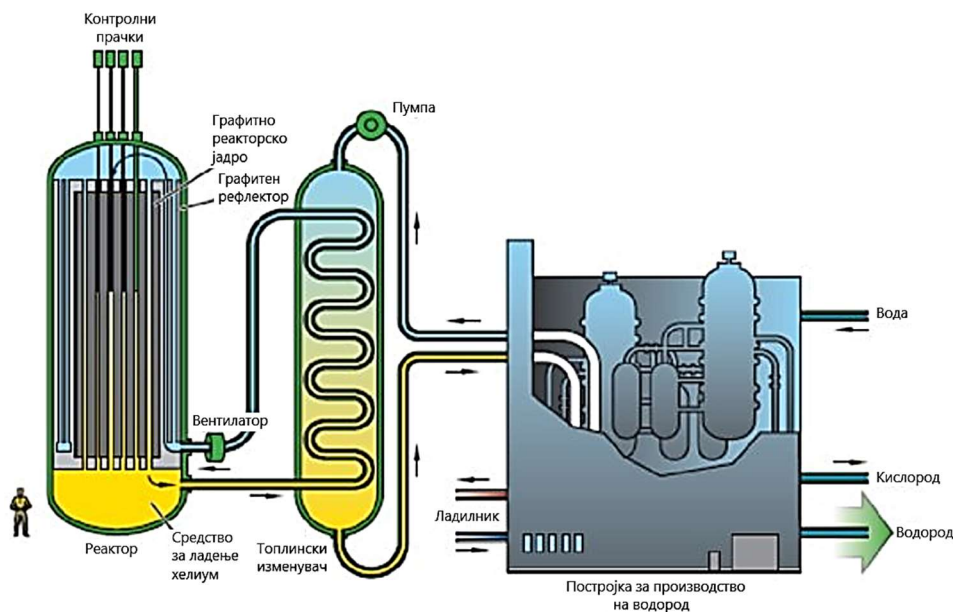
Сл. 9.39. Шема на примарниот (реакторскиот) круг

Таб 9.2. Карактеристики на НТЕЦ Temelin 3 и 4:

Карактеристика	Вредност
Работен век на нуклеарната опрема	60
Моќ на блок, MW	
Бруто електрична	1198
Нето електрична	1113
Топлинска моќ	3200
Топлификациона моќ на блокот	< 300
Коефициент на искористување на инсталираната моќ, %	> 90
Потрошувачка на електрична енергија за сопствени потреби, %	7
Специфична потрошувачка на топлина, kJ/kWh	9932,8
КПД на блокот во кондензационен режим на работа, %	
Бруто	37,4
Нето	34,9
Планирани запирања (промена на гориво, одржување и сл.) во текот на 7 години (планиран ремонт)	4x16 дена 1x24 дена 1x30 дена
Број на работен персонал, personal/MW	0,35
Максимално согорување на горивото, MWd/kgU	60
Рок на траење на кампањата на гориво, god	4
Период на промена на горивото, месеци	12
Главни параметри на средството за ладење	
Примарен круг	
Влез во активната зона, °C	298,2
Излез од активната зона, °C	328,9
Проток низ реакторот, m ³ /h	86000
Притисок на излезот од реакторот, МПа	16,2
Секундарен круг	
Притисок на пара на излезот од генераторот на пара, МПа	7
Производство на пара во генераторот на пара, t/h	1602
Температура на напојната вода, °C	225
Влажност на парата на излезот од генераторот на пара, %	< 0,2
Двојна обвивка на реакторската зграда	
Надворешна заштита од армиран бетон	
Дијаметар, m	50
Височина (со куполата), m	70,2
Дебелина (цилиндричен дел/купола), m	0,8/0,6
Внатрешна од преднапрегнат армиран бетон	
Дијаметар, m	44
Висина (со куполата), m	67,6
Дебелина (цилиндричен дел/купола), m	1,2/1,0
Пресметковен натпритисок, МПа	0,4
Пресметковна температура, °C	150
Хавариско пречистување на воздухот во просторот меѓу обвивките од радиоактивни гасови, кој минимално обезбедува пречистување:	
Елементарен јод, %	99,9
Органски јод, %	99
Аеросоли, %	99,99

На следните слики се прикажани постројки со примена на реактори од четврта генерација во развој. [68-86]

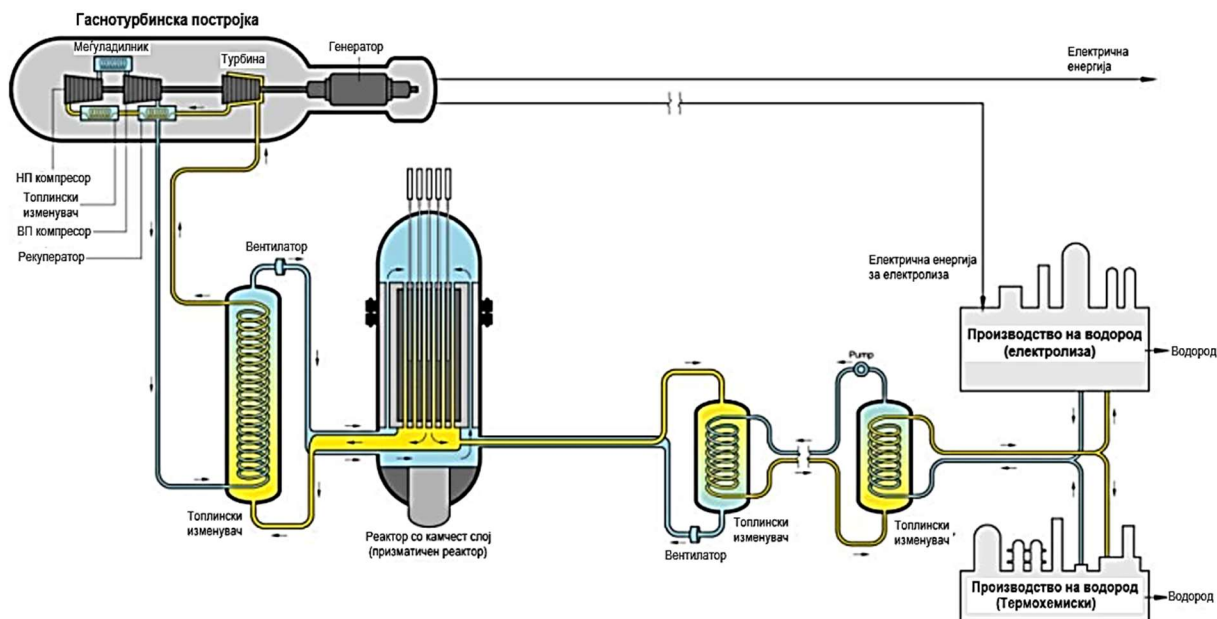
На сл. 9.40 е прикажана нуклеарна постројка со реактор со многу висока температура за производство на водород. Средството за ладење кај овој реактор е хелиум кој се загрева на високи температури. Модераторот и рефлекторот се од графит. Поради високата температура на хелиумот во топлинскиот изменувач се произведува пара со високи параметри која се користи за добивање електрична енергија. Електричната енергија се користи за електролиза на вода во постројката за добивање водород и кислород.



Сл. 9.40. Реактор со многу висока температура за производство на водород

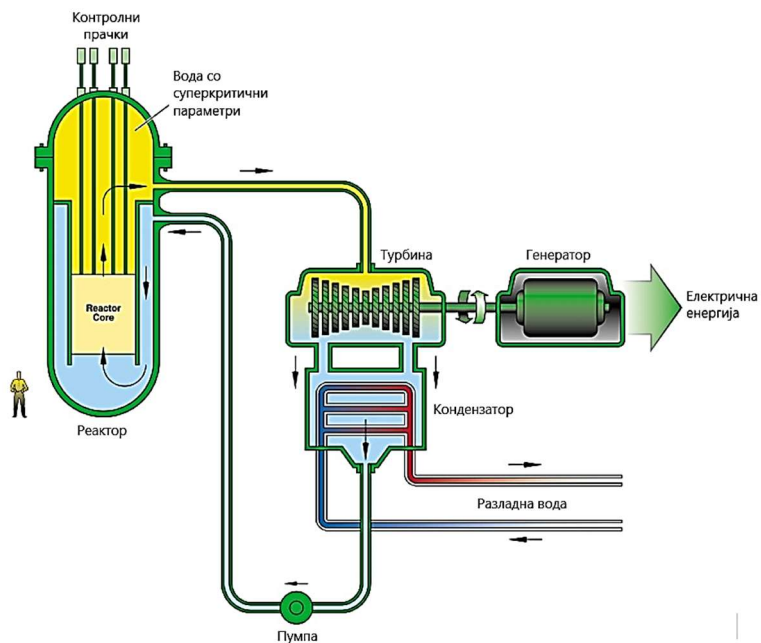
На сл. 9.41 е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ за производство на електрична енергија и водород. Средството за ладење на реакторот е гас, кој преземената топлина од горивото ја предава во топлински изменувач на воздух. Воздухот се користи во гаснотурбинската постројка. Тој експандира во гасната турбина која го движи електрогенераторот во кој се произведува електрична енергија. Произведената електрична енергија се користи за комерцијални цели и во постројка за производство на водород со електролиза на вода. На излезот од турбината воздухот се лади, односно ја предава својата топлина во рекуператорот и топлинскиот изменувач и влегува во компресорот со низок притисок каде се компримира. Воздухот потоа се лади во меѓуладилникот и влегува во ком-

ресор со висок притисок во кој дополнително се компримира. Така компримиран се враќа во топлинскиот изменувач на повторно загревање користејќи ја топлината од средството за ладење на реакторот. Средството за ладење на реакторот ја предава топлината на воздухот преку два топлински изменувачи, а воздухот се користи за потпомогнување на процесот на добивање водород по термохемиски пат и по пат на електролиза на водата. Од безбедносни причини меѓу двата топлински изменувачи поставен е меѓуокруг (меѓуоконтура).



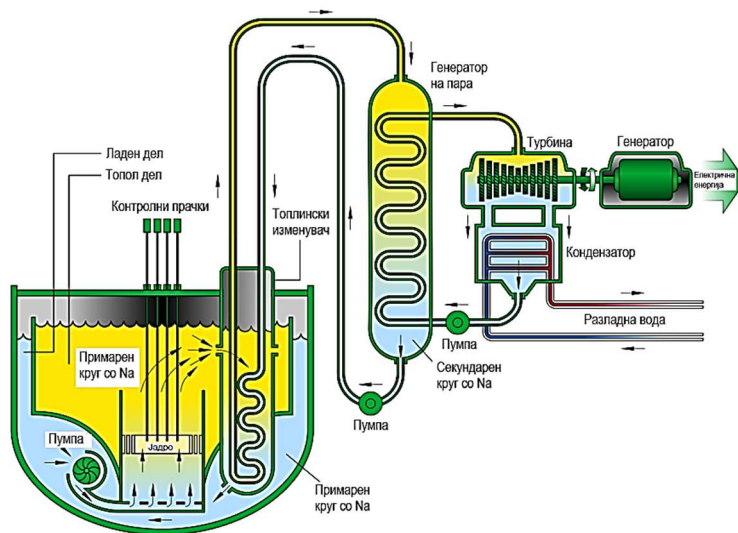
Сл. 9.41. НТЕЦ со реактор со камчест слој за производство на електрична енергија и водород

На сл. 9.42 е прикажана НТЕЦ со реактор ладен со вода со суперкритични параметри (SCWR). Парниот циклус на оваа НТЕЦ е со една контура (еден круг). Добиената пара со суперкритични параметри се искористува во парна турбина која го движи електрогенераторот во кој се произведува електрична енергија. Експандираната пара во турбината се кондензира во кондензаторот со одземање на топлината со разладната вода од ладилна кула, езеро, река и др. Кондензатот (водата) со помош на напојна пумпа се враќа во реакторот за ладење на реакторот во кој испарува и се прегрева до високи параметри. На прв поглед се работи за едноставен циклус, но мора да се напомене дека основната улога на водата е ладење на реакторот, при што мора да се постигне добар баланс на двофазниот карактер на водата.



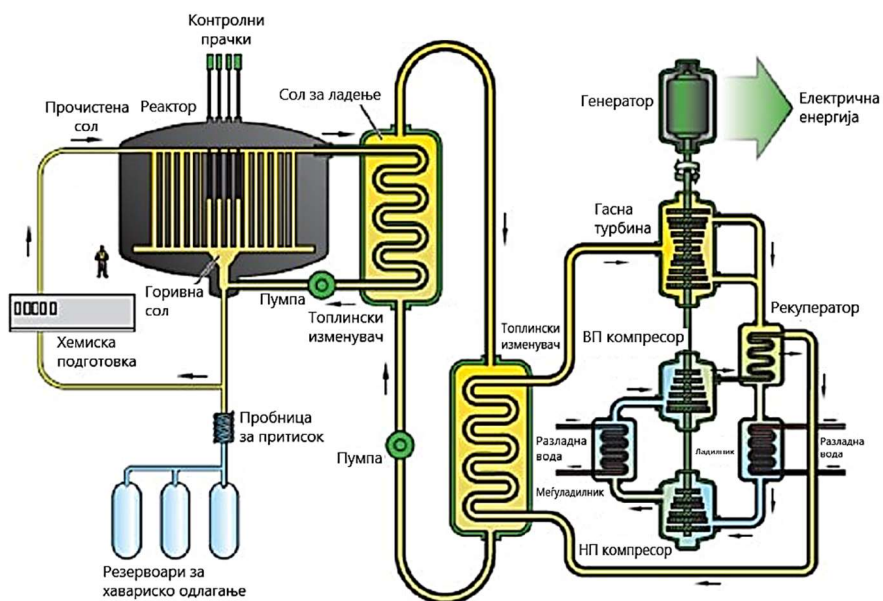
Сл. 9.42. Принципиелна шема на НТЕЦ со реактор ладен со вода со суперкритични параметри (SCWR)

На сл. 9.43 е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ со брз реактор ладен со натриум. Овие постројки се триконтурни и се објаснети во претходната глава.



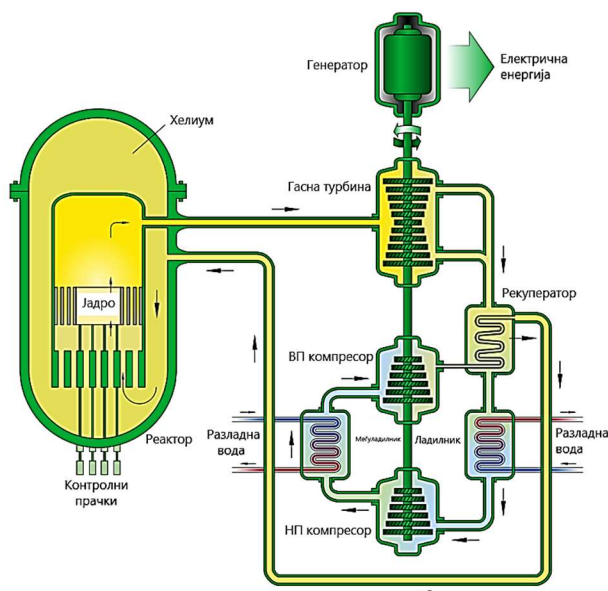
Сл. 9.43. Принципиелна шема на НТЕЦ со брз реактор ладен со натриум

На сл. 9.44 е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ со реактор ладен со растопени соли. За ладење на реакторот се користи горивна сол која се пречистува во делот за хемиска подготовка. Низ топлинскиот изменувач (примарен круг/контура) поминува сол за ладење, каде топлината ја предава на средството (воздух) со кое е исполнета втората контура. Во третата контура воздухот загреан во вториот топлински изменувач влегува во гасната турбина во која експандира. Во електрогенераторот се произведува електрична енергија. Експандираниот воздух од турбината ја предава топлината во рекуператорот и ладилникот и влегува во компресорот со низок притисок каде се компримира. Потоа, воздухот се лади во меѓуладилникот и влегува во компресорот за висок притисок каде се компримира, се загрева во рекуператорот и оди на повторно загревање во топлинскиот изменувач.



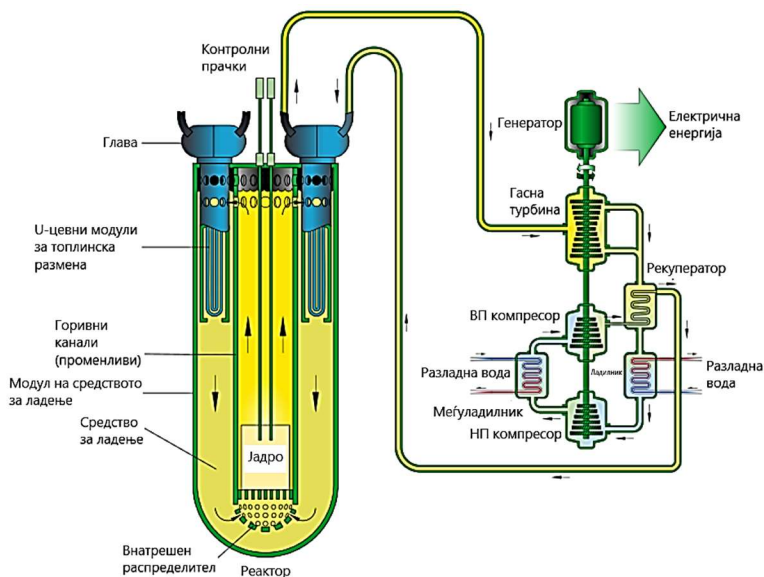
Сл. 9.44. Принципиелна шема на НТЕЦ со реактор со растопени соли

На сл. 9.45 е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ со реактор ладен со хелиум. Оваа НТЕЦ е едноконтурна, што значи дека хелиумот се користи директно во гаснотурбинска постројка со принцип на работа објаснет во претходните слики. Постојката е наменета за производство на електрична енергија.



Сл. 9.45. Принципиелна шема на НТЕЦ со брз реактор ладен со гас (хелиум) со една контура

На сл. 9.46 е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ со реактор ладен со олово. Оловото топлината преземена од реакторот ја предава во топлинскиот изменувач сместен во главата на реакторот на воздух кој погонува гаснотурбинска постројка.



Сл. 9.46. Принципиелна шема на НТЕЦ со реактор ладен со олово

9.4. Технолошки шеми на помошните кругови кај НТЕЦ

Секој нуклеарен реактор има редица на помошни системи за задоволување на неговите потреби, кои битно влијаат на безбедноста и сигурноста на НТЕЦ. Структурата на помошните системи пред сè зависи од типот на реакторот, моќта на реакторот, начинот на поставување на реакторот во топлинската шема и др. Овие системи се разликуваат во зависност од видот на средството за ладење и бројот на контури на НТЕЦ. Во овие системи спаѓаат следните системи за:

- пречистување на средство за ладење кое циркулира,
- зафаќање и подготовка на протеченото активно средство за ладење,
- складирање радиоактивен отпад,
- инертен гас,
- различни помошни системи за греење и ладење,
- квалитет на напојната вода во генераторот на пара и др.

Специјални помошни системи се применуваат кај реактори ладени со течни метали и органски супстанции. [15]

9.4.1. Систем за пречистување на средството за ладење кое циркулира низ реакторот

При работа на реакторот во средството за ладење на реакторот (примарен круг) се собираат продукти на фисија од нуклеарното гориво, корозивни продукти и продукти на оксидација. За да се одржи потребната чистина на средството за ладење тоа треба постојано да се одзема, да се исчисти и да се врати во циркулациониот круг. Протокот на одземање зависи од брзината на создавање нечистотии и од дозволеното ниво на нечистотии. [68-86]

9.4.1.1. Пречистување на вода како средство за ладење

Појавата на нечистотии кај PWR и BWR реакторите може да биде како резултат на кислородот формиран при радиолиза на водата во реакторското јадро и продуктите на корозија од конструктивните материјали.

Присуството на кислород во водата има влијание на брзината на корозија на материјалите. Затоа водата се деаерира (се ослободува од кислород) и за намалување на влијанието на кислородот се зголемува рН-вредноста на водата.

Водата се прочистува од корозивни продукти со филтрација преку јонски изменувачи исполнети со смола. Органските смоли ја губат својата стабилност на повисоки температури и затоа одземената вода мора претходно да се олади до (40÷50) °C. По ладењето водата се пропушта низ катјонски и анјонски филтри и очистена се враќа во циркулациониот круг. Обично се одзема (10÷15) % на час од вкупната количина на вода. Напојната вода која се додава во циркулациониот круг на BWR реакторите, за разлика од PWR реакторите, мора да биде целосно филтрирана, поради повисоките барања за квалитет на водата. Смолата во јонските изменувачи по чистењето се регенерира или се складира во складиштето за долготрајно складирање на радиоактивен отпад.

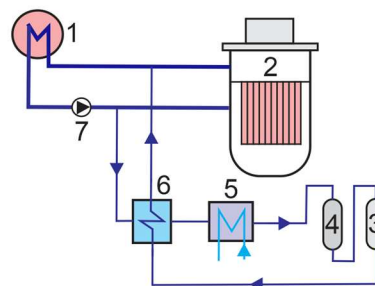
Принципиелната шема на системот за пречистување на водата е прикажана на сл. 9.47. Водата се одзема од примарниот круг и се пропушта низ системот за чистење по слободен пад или со примена на посебна циркулациона пумпа. Одземената вода претходно се лади во регенеративен топлински изменувач и подладилник со надворешна вода за ладење.

9.4.1.2. Пречистување на органски средства за ладење

Намалување на квалитетот на органските средства за ладење е резултат на радиоактивно и топлинско разложување, појава на нечистотии со корозивни продукти и протекување на вода од генераторот на пара во примарниот круг.

При радиоактивно и пиролитичко разложување на органските средства за ладење се формираат гасови и цврсти полимери. Растворените гасови во средството за ладење го влошуваат преносот на топлина, го зголемуваат притисокот при нивно собирање во горниот волуменски простор и можат во форма на меури да циркулираат во примарниот круг. Испарените полимери се однесуваат слично како гасовите. При ниски притисоци и високи температури водата испарува и ја зголемува корозијата на контактните површини. Цврстите полимери влијаат врз наголемувањето на густината на средството за ладење, а на тој начин се зголемува потребната работа за циркулација, понатаму го влошуваат преносот на топлина и може да се наталожат на топлиноизменувачките површини.

Отстранувањето на гасовите, испарените полимери и водена пара се изведува со продувување со неутрален гас и тоа претежно во горните делови каде што се собираат. Пречистувањето на средството за ладење од растопени примеси се изведува со одземање на дел од средството за ладење со методата на фракциона дестилација. Протокот на одземено средство за ладење зависи од составот.



1. Генератор на пара;
2. Реактор;
3. Анјонски филтер;
4. Катјонски филтер;
5. Подладилник;
6. Регенеративен топлински изменувач;
7. Циркулациона пумпа.

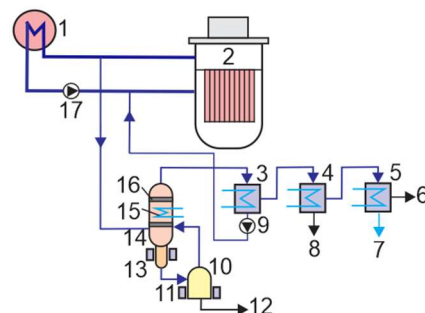
Сл. 9.47. Принципиелна шема на пречистување на вода од примарниот круг кај реакторите

Принципиелната шема за пречистување на органски средства за ладење е прикажана на сл. 9.48. Одземеното средство за ладење од главниот круг се носи во колона за испарување, каде се придушува и загрева. Тука, дел од средството за ладење испарува и другиот дел со концентрација на полимери од (30÷40) % се носи во делот за дестилација. Во делот за дестилација се врши дополнително испарување на средството за ладење и цврстите полимери од (90÷95)%. Парата на средството за ладење заедно со гасниот дел на испарените полимери и вода во филтри се пречистуваат од цврстите полимери. Потоа, се изведува тристепенна кондензација. Во првиот степен се кондензираат парите на средството за ладење, во вториот степен парите на полимерите, а во третиот водената пара. Некондензираните гасови се чистат од радиоактивни примеси. Одвоените полимери се собираат во специјални контејнери и се носат на долготрајно складирање или се согоруваат, а се складира само згурата. Заедно со цврстите полимери се отстрануваат и продуктите на корозија.

9.4.1.3. Пречистување гасни средства за ладење

Во гасното средство за ладење се појавуваат нечистотии од протекување воздух при промена на горивото, корозивни продукти, вода од генераторот на пара, графитна прашина кај графитните реактори и др. Кислородот во воздухот предизвикува корозија на конструктивните материјали и при високи концентрации брза оксидација на графитот. Влијанието на водата е многу слично на влијанието на воздухот. Продуктите од корозија и графитната прашина ги затнуваат малите отвори и предизвикуваат ерозија на материјалите.

Пречистувањето на гасовите се изведува со метадота на втечнување и истовремено со фракциона дестилација. Квалитетот на гасот по пречистување може да се подобри за 10 до 100 пати. Принципиелна шема на пречистување на CO_2 е прикажана на сл. 9.49. Гасот одземен од примарниот круг има температура околу (300÷400) °C и пред втечнување потребно е да се олади. Во првиот степен на ладење (со вода од надвор или кондензат од турбината) се кондензира голем дел на водната пара, кој се одведува преку системот на активни води на НТЕЦ. Оладениот гас се одведува во вториот степен (регенеративен топлински изменувач) во кој исто така кондензира дел од водната пара. Во третиот степен оладениот гас се лади до температура на заситување и се носи во кондензаторот. Втечнетиот гас се собира во резервоар во кој постојано се одзема гас со продукти на корозија и ерозија, кој се носи во испарувач. Испарениот гас повторно се враќа во примарниот круг на реакторот, а отпадот се носи на долготрајно складирање. Втечнетиот гас од резервоарот се



1. Генератор на пара;
2. Реактор;
3. Кондензатор на средството за ладење;
4. Кондензатор на полимери;
5. Кондензатор на водна пара;
6. Одвод на некондензирани гасови;
7. Одвод на вода;
8. Одвод на полимери;
9. Циркулациона пумпа;
10. Испарувач;
11. Загревач;
12. Одвод на полимери;
13. Загревач;
14. Колона за испарување;
15. Вода за ладење;
16. Филтри;
17. Циркулациона пумпа.

Сл. 9.48. Принципиелна шема за пречистување на органски средства за ладење кај реакторите

придушува и испарува во кондензаторот - испарувач. По загревањето во регенеративниот топлински изменувач, гасот повторно се враќа во примарниот круг. Температурата на кондензација на гасовите содржани во воздухот (кислород, азот) е пониска од температурата на заситување на CO_2 и затоа гасовите може да се одведуваат од кондензаторот на CO_2 .

9.4.1.4. Пречистување на течни метали како средство за ладење

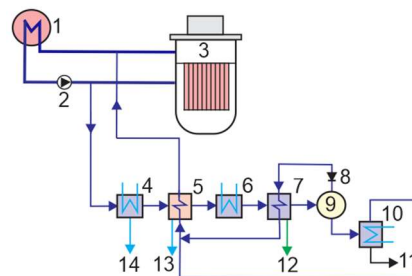
Во најмногу случаи се мисли на пречистување на течните метали од кислород, иако е потребно нивно пречистување и од други примеси. Другите нечистотиите како продукти на корозија и сл., се пречистуваат со досега прикажаните методи заедно со пречистувањето на кислородот. Овие продукти се наоѓаат во течните метали во многу помала концентрација.

За пречистување на течните метали се користи филтрација, хемиска рекомбинација на нечистотиите или проголтување од страна на други материјали, таложење при ниски температури околу $100\text{ }^\circ\text{C}$ и вакуумска дестилација.

Филтарцијата се изведува со два вида уреди:

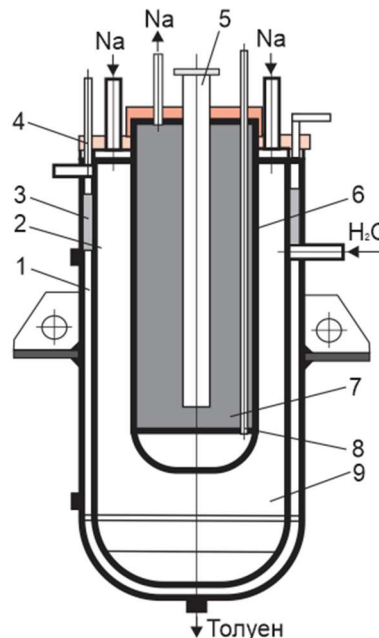
- мрежести филтри или филтри со пори од не'рѓосувачки челик со дијаметар на пората од $(5\div 10)\ \mu\text{m}$;
- шахти за ладење.

Во шахтите за ладење течниот метал се лади, а нечистотиите на обемот на шахтата се кристализираат. Овие уреди се користат за пречистување на натриум од метални и неметални примеси. Шема на шахта за ладење за пречистување на натриум е прикажана на [сл. 9.50](#). Течниот метал од примарниот круг поминува низ рекуператор до надворешниот слој на шахтата. Во него во горниот дел се лади со рекуперација, а крајната температура од $(120\div 130)\text{ }^\circ\text{C}$ се постигнува под дејство на врел толуен. Парите на толуен се кондензираат во горниот дел ладен со вода. Понатаму, течниот метал поминува низ таложниот дел во внатрешниот дел на шахтата исполнет со струготини од не'рѓосувачки челик (густина од 100 kg/m^3). Пречистениот течен метал преку рекуператорот се враќа во примарниот циркулационен круг на реакторот. Протокот на течен метал низ шахтата е околу $0,00022\text{ m}^3/\text{s}$, а брзината на филтрирање е $0,004\text{ m/s}$. [15]



1. Генератор на пара; 2. Циркулациона пумпа; 3. Реактор; 4. Ладилник; 5. Регенеративен топлински изменувач; 6. Ладилник на гас; 7. Кондензатор на гас; 8. Придушен вентил; 9. Резервоар на течен гас; 10. Испарувач; 11. Одвод на продукти на корозија и ерозија; 12. Одвод на воздух; 13, 14. Одвод на вода.

Сл. 9.49. Принципиелна шема на пречистување на CO_2 како средство за ладење на реакторот



1. Простор со толуен; 2. Зона на ладење; 3. Кондензатор на пара на толуен; 4. Импулсна цевка на мерачот за притисок; 5. Простор на загревачот за стартување; 6. Шахта на термичкиот елемент; 7. Зона на филтрација; 8. Мрежа; 9. Простор за таложење.

Сл. 9.50. Шема на шахта за ладење

Методата на хемиска филтрација се базира на реакцијата на примесите во течните метали со некои други материјали. Оваа метода е подобра од претходната метода. За подобрување на реакцијата претходно течниот метал се загрева и затоа оваа метода може да се сретне под името шахти за греење. Шемата на шахтата за греење е прикажана на [сл. 9.51](#). Шахтата е составена од надворешна обвивка со дијаметар 0,38 m и висина од 6,7 m во која е сместен рекуператор, загревач на течен метал и филтер од циркониум изработен од мазни фолии со површина од 372 m² врзани во снопови. Течниот метал одземен за пречистување влегува со температура од 200 °C во рекуператорот во кој се загрева до 580 °C. Понатаму, се загрева со електричен грејач до 950 °C, се мие со циркониум на температура од 600 °C и преку рекуператорот излегува од шахтата. Протокот на чист течен метал е околу 1 kg/s. [15]

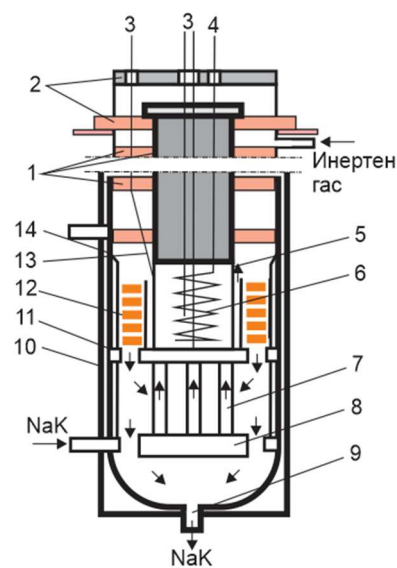
Методата со таложење ја користи појавата на различни густини на кристалните нечистотии во однос на течниот метал, поради што се таложат на дното или пливаат на површината на течниот метал.

Методата со вакуумска дестилација се базира на разликата на парцијалните притисоци на примесите и течниот метал. Оваа метода е технолошки комплицирана, што ја усложнува нејзината примена.

9.4.2. Системи за зафаќање и подготовка на истечено средство за ладење

Циркулацијата на средството за ладење се извршува во затворени кругови. Во практиката не може да се исклучи евентуално протекување на средството за ладење преку местата на затнување на цевките, во арматурата за затворање, во затнувањата на пумпите и сл. Протекување на средството за ладење може да се појави и при промена на горивото. Контролираните протекувања на средството за ладење (затнувања на арматурата и пумпите) се собираат во дренажниот резервоар, а по пречистување повторно се враќаат во примарниот круг. Протеченото средство за ладење не смее да се испушта во канализација. [68-86]

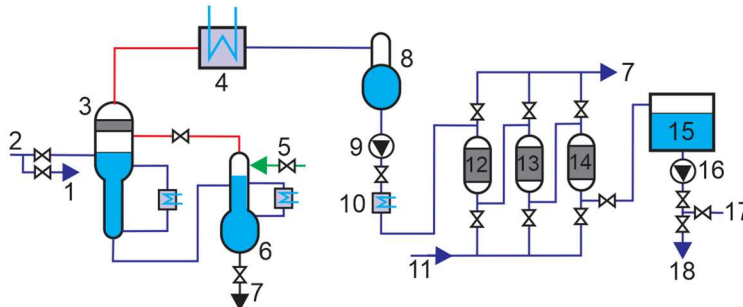
Кој реакторите ладени со вода за пречистување на дренажните води се користи комбиниран уред со испарување и отсолување во јонски филтери според шемата прикажана на [сл. 9.52](#). Коагулација се постигнува во испарувачот, кој се загрева со помош на одземена пара од турбината. Парите на дренажните води од испарувачот се носат во кондензатор и дегазатор. Дегазираниот кондензат потоа се пропушта низ механички и јонски филтри. Со испарувањето се зголемува



1. Заштита; 2. Затинка; 3. Детектор на затнување; 4. Кабел; 5. Контејнер на загревачот; 6. Загревач; 7. Разделни површини на рекуператорот;
8. Протекување; 9. Дренажа на легура на NaK од заштитната обвивка;
10. Надворешна обвивка; 11. Детектор за протекување на средството за ладење;
12. Циркониумска фолија;
13. Термоелемент; 14. Топлинска изолација.

Сл. 9.51. Шема на шахта за греење

концентрацијата на соли во врелата дренажна вода. Затоа, постојано се одзема дел на водата за помошниот испарувач, кој при концентрација на соли во водата од $(200\div 400) \text{ kg/m}^3$ се исклучува, а водата заедно со компримираниот воздух се носи во резервоарот за радиоактивен отпад. Содржината во резервоарот за радиоактивен отпад подоцна се носи на долготрајно складирање.



1. Кон резервната станица; 2. Довод на нечиста вода; 3. Испарувач; 4. Кондензатор; 5. Довод на компримиран воздух; 6. Помошен испарувач; 7. Кон складиштето на радиоактивен отпад; 8. Дегазатор; 9. Пумпа; 10. Ладилник; 11. Довод на вода за пречистување на филтрите; 12. Механички филтер; 13. Анјонски филтер; 14. Катјонски филтер; 15. Контролен резервоар; 16. Пумпа; 17. Од резервната станица; 18. Кон резервоарот за чиста вода.

Сл. 9.52. Шематски приказ на станица за деактивирање (пречистување) на дренажните води

9.4.3. Системи за компензација на средството за ладење

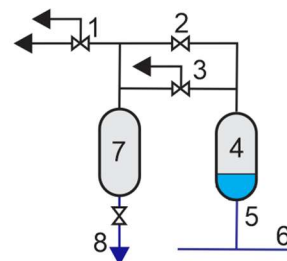
При промена на моќта на реакторот повремено (преодно) или постојано се менува средната температура на средството на ладење. Во затворен круг при оваа промена се менува и притисокот на средството за ладење, што од гледна точка на сигурност на НТЕЦ е нежелно. Затоа кај некои типови реактори се применува уред за компензација на топлинското ширење на средството за ладење, кој работи на принципот на одземање или додавање на средство за ладење при промена на неговата температура. Најпознат начин на компензација е со поставување на компензаторот над примарниот круг и поврзување на компензаторот со директна врска преку цевководи со примарниот круг. Одземањето или додавањето одредена количина на средство за ладење се изведува со помош на столбот на течност. Кај реакторите со висок притисок, компензаторите би морале да се постават на многу голема височина над примарниот круг и од друга страна тоа би овозможило навлегување на воздух во средството за ладење. Затоа, се применува подобар систем со примена на компензатор со затворен систем на волуменот и со воздушен дел над нивото на средството за ладење во компензаторот.

Потребниот гасен волумен на компензаторот се определува од условот на соодветна промена на притисокот во примарниот круг при испад на турбините или друг променлив режим на работа. Промената на притисокот на гасот во компензаторот со доволна точност се определува со помош равенката за адијабата:

$$p_0 \cdot V_0^\kappa = (p_0 + \Delta p)(V_0 - \Delta V)^\kappa$$

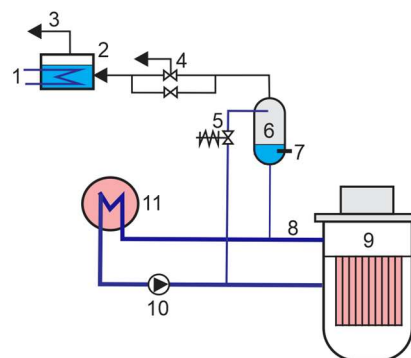
Познато е дека при поголем гасен волумен на компензаторот се намалува притисокот на гасот, а со тоа и притисокот на средството за ладење. Обично големината на волуменот на гасниот дел се избира во зависност од дозволените граници на притисокот при променливи режими на работа на реакторот, а во екстремни ситуации на примарниот круг се поставуваат сигурносни вентили. Системот за компензација со помош на промена на волуменот на гас е прикажан на [сл. 9.53](#). На оваа слика е прикажан и специјалниот волумен за собирање на радиоактивните гасови, кои се ослободуваат од средството за ладење и се собираат во гасниот дел на компензаторот.

Кај реакторите ладени со вода се применува компензатор во кој во нивото на течност се поставени електрични грејачи. Тие служат за испарување на дел од водата и ја генерираат потребната количина на пара. Во случај на брз пораст на притисокот на средството за ладење, компензаторот е опремен со систем за впркување на ладна вода од примарниот круг (зад генераторот на пара) во парниот волумен. На [сл. 9.54](#) е прикажан компензатор со парен волумен. Гасовите од средството за ладење кои се собираат во гасниот дел на компензаторот, потребно е да се одвојат од парата и да се однесат во системот за деактивација. На [сл. 9.54](#) е прикажан начинот на барботажа на парогасната смеса одземена од компензаторот. [68-86]



1. Сигурносен вентил (во атмосфера);
2. Придушен вентил;
3. Сигурносен вентил;
4. Гасен компензатор;
5. Цевоводи за врска;
6. Примарен круг на средството за ладење;
7. Резервоар на гасови одведени од компензаторот;
8. Во системот за дренажа.

Сл. 9.53. Шема на топлинска компензација на средството за ладење со помош на промена на волуменот на гасот



1. Топлински изменувач;
2. Резервоар за барботажа;
3. Во станицата за деактивација;
4. Сигурносен вентил;
5. Довод на ладна вода;
6. Парен компензатор;
7. Електрични грејачи;
8. Примарен круг на средството за ладење;
9. Реактор;
10. Циркулациона пумпа;
11. Генератор на пара.

Сл. 9.54. Шема на парен компензатор на притисок на средството за ладење

9.4.4. Системи за инертен гас

Кај некои типови рекатори се применува инертен гас, кога средството за ладење реагира со воздухот. Кај реакторите ладени со вода по празнењето на неговата површина останува слој со вода, кој под дејство на воздухот предизвикува брза корозија на материјалите. Затоа по празнење на примарниот круг со вода се применува полнење на кругот со инертен гас (на пример азот).

Кај реакторите ладени со Na потребно е да се оневозможи контакт на течниот метал со воздухот. Сите системи со Na мораат да бидат херметични, а гасните простори над средството за ладење се полнат со сув и пречистен гас, кој не реагира со Na на работни температури (аргон, хелиум). Аргонот е потешок од воздухот и лесно се задржува во кругот, а негов недостаток е значителната индуцирана активност. Хелиумот бара висока херметичност на кругот, што ја ограничува неговата примена. Инертниот гас мора да биде со мала содржина на кислород и влажност. [68-86]

9.4.5. Останати помошни системи

Во помошни системи влегуваат помошните системи за ладење, кои се користат за одведување на топлината од биолошката заштита, некои конструктивни делови на реакторот, лежиштата на вртежните машини и сл. Во зависност од типот на реакторот се применува ладење со вода, воздух, други гасови, течни метали и сл.

Помошните системи за загревање се применуваат кај реактори кои се ладат со органски супстанции и течни метали кои не се втечнети при собна температура. Овие системи се користат за загревање на средството за ладење пред полнење на примарниот круг, доколку не се користи друг топлински извор. За таа цел може да се користи загревање со електрични грејачи, топол гас или пара.

Помошните системи за подготовка на напојната вода се користат за одржување на квалитетот на напојната вода во генераторите за пара.

Во помошни системи спаѓаат уште и системите за празнење и полнење на циркулационите кругови, системите за деактивација на примарниот круг, системите за промена на горивото и складирање на ново гориво, системите за снабдување со техничка вода, канализација, загревање, вентилација и сл.

9.5. Регулација на нуклеарните термоцентрали

Нуклеарните термоцентрали во однос на класичните се одликуваат со поголеми трошоци при експлоатација и со пониска цена изразена на единица гориво при производство на електрична енергија. Тие се користат за покривање на основните потреби на електрична енергија во текот на денот (дневни дијаграми), односно за базно производство на електрична енергија. Во поново време од НТЕЦ се бара прекинување на производството во текот на викендот, што значи дека тие би работеле во полубазен режим на работа. Ова барање реакторот може да го исполни подобро во однос на парниот котел, затоа што има поголемо регулационо подрачје и поголема брзина на промената на отповарувањето. [79]

Од друга страна, присуството на биолошката заштита бара при промена на режимот на работа да не дојде до појава на прекумерно топлинско и механичко отповарување на горивните елементи и сидовите на примарниот круг. Затоа, е потребно промената на режимот на работа да се изведува со многу висок квалитет.

За да може да се постигне оптимално дотерување на моќта на реакторот во зависност од топлинската потреба на секундарниот круг, пред сè во турбината, потребно е да биде зададен начинот на регулација на температурите, притисоците и протоците на медиумите во НТЕЦ во зависност од излезната моќ.

За најчеста конфигурација на НТЕЦ со примарен круг на средството за ладење и секундарен парен круг, топлинската моќ Q_R kW предадена од средството за ладење на парата се определува:

$$Q_R = K(t_I - t_{II})$$

t_I и t_{II} °C = средна температура на средството за ладење и парата

За генератор на пара во кој се произведува заситена пара, температурата t_{II} е еднаква на температурата на сувозаситена пара. K зависи од протокот на средството за ладење, топлинската моќ и нивото во генераторот на пара. При првото приближување, вредноста на K може да се земе константна.

Топлинската моќ на реакторот се определува:

$$Q_R = m_R \cdot c \cdot (t_{VI} - t_{IZ})$$

m_R kg/s = проток на средството за ладење во примарниот круг,

c kJ/kgK = специфичен топлински капацитет на средството за ладење во примарниот круг,

t_{VI} , t_{IZ} °C = температура на средството за ладење на влезот и излезот од реакторот.

Од прикажаните односи произлегува дека постојат повеќе начини на регулација на НТЕЦ.

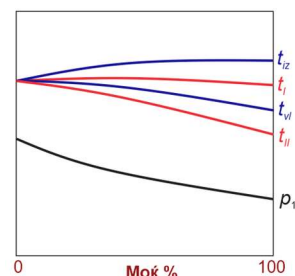
9.5.1. Регулација со константна средна температура на средството за ладење ($t_l = \text{const.}$ при $m_R = \text{const.}$)

Овој начин на регулација е прикажан на сл. 9.55 и се применува кај реактори со доволно висок температурен коефициент на реактивност, како на пример кај PWR реакторите. Промената на излезната моќ на НТЕЦ се изведува со промена на одземената топлина од генераторот на пара, што предизвикува промена на температурата на средството за ладење на влезот во реакторот, а со тоа и промена на средната температура t_l . Под влијание на температурниот коефициент на реактивност се менува моќта на реакторот сè дотогаш кога реакторот повторно е во критична состојба. Во новото ниво на моќ, средната температура на средството за ладење е иста како на почетокот. Тоа значи дека реакторот се стабилизира при зададена средна температура без да се дејствува со регулационите прачки или други начини на регулација. Друга предност на регулацијата при $t_l = \text{const.}$ е константниот волумен на средството за ладење во примарниот круг, а со тоа и малиот волумен на компензаторот. Недостаток е големата промена на притисокот на пара во работен режим (промената на притисокот при мала моќ изнесува до 50 %).

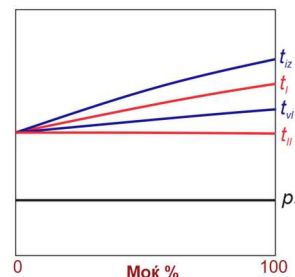
9.5.2. Регулација со константен притисок на парата ($p_1 = \text{const.}$ или $t_{II} = \text{const.}$ при $m_R = \text{const.}$)

Кај овој начин на регулација се одржува константен притисок на парата независно од моќта, а се дозволува пораст на температурата на средството за ладење во примарниот круг (сл. 9.56). Оваа регулација овозможува оптимално димензионирање на генераторот на пара и целиот секундарен круг и воедно ја олеснува регулацијата на турбината. Од друга страна со промена на t_l се постигнуваат големи промени на реактивноста и компензаторот мора да има големи димензии. При оваа регулација потребно е дејство на регулационите прачки.

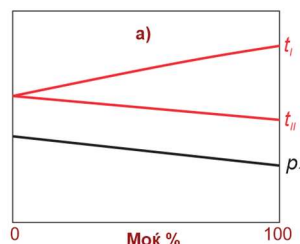
Двата наведени начини на регулација се екстремни и неспоиви. Првиот е добар за примарниот круг, а вториот за секундарниот круг. За практични апликации потребно е да се направи компромисно решение. Првата можност за компромис е прикажана на сл. 9.57.а, кај која се менува температурата t_l и притисокот на парата. Другата можност е прикажана на сл. 9.57.б, кај која при одредена промена на моќ (на пример 70÷100 %) е искористена саморегулацијата на реакторот на темпе-



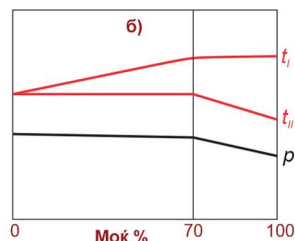
Сл. 9.55. Регулација со константна средна температура при константен проток на средството за ладење



Сл. 9.56. Регулација со константен притисок на парата при константен проток на средството за ладење



а) со примена на средната температура на средството за ладење и притисок на парата во целиот опсег на моќ



б) со константна средна температура на средството за ладење при работна моќ и константен притисок на парата при пониска моќ

Сл. 9.57. Компромисни решенија на регулација при константен проток на средството за ладење

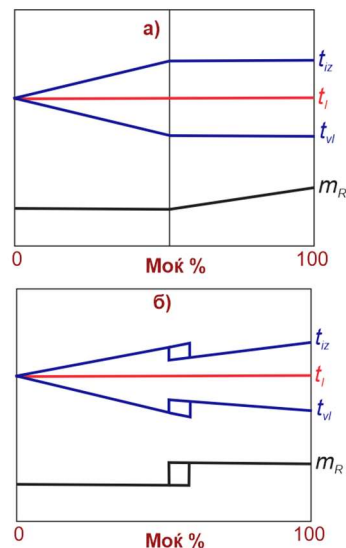
ратура $t_i = \text{const.}$, а на пониска моќ се користи регулација со $p_1 = \text{const.}$

Третото компромисно решение се базира на изборот на временскиот интервал на регулаторот. На пример ограничување на максималната брзина на промена на моќта при регулација на притисокот на пара. При брзи промени на оптоварувањето, реакторот се однесува како да е без регулатор и се стабилизира според начинот $t_i = \text{const.}$ Потоа може да се примени бавен регулатор и реакторот се регулира со $p_1 = \text{const.}$ При бавни промени на оптоварувањето се прават и мали промени на моќта, а регулаторот ги задвижува регулационите прачки и се одржува бараниот притисок на парата. Овој начин на регулација овозможува користење регулација со константен притисок, а за поголеми промени се користи регулација со $t_i = \text{const.}$

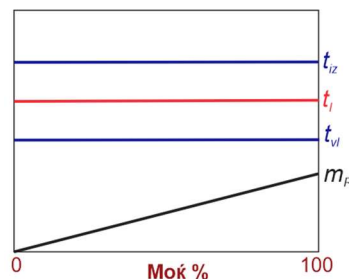
9.5.3. Регулација со променлив проток на средството за ладење

Височината на температурата на средството за ладење на излезот од реакторот t_{iz} е ограничена од технолошки причини (температурни напрегања, корозија, дозволена температура на обвивката на горивото и сл.). Покрај тоа, од енергетска гледна точка, е неповолно протокот на средството за ладење при различна моќ да остане константен. Затоа, се користи регулација со промена на протокот на средството за ладење. На сл. 9.58 се прикажани два начина на регулација при константна температура t_i и со промена на протокот. Кај првиот начин протокот останува константен при промена на моќта од 0 до одредена задена вредност, а потоа линеарно расте со пораст на моќта, при што температурите t_{vl} и t_{iz} се константни. Кај вториот начин протокот постепено се менува во два степена (сл. 9.58.б). Протокот е константен до одредена моќ, а потоа се менува на друго ниво кое останува константно. Разликата на температурите t_{vl} и t_{iz} добива нова вредност која се менува во зависност од протокот.

Кај реакторите ладени со гас или течни метали кај кои разликата на влезната и излезната температура е во големина од неколку стотини степени, се користи регулација со $t_{iz} = \text{const.}$ или $(t_{iz} - t_{vl}) = \text{const.}$, при континуирана промена на протокот во целиот опсег на моќност (сл. 9.59). Кај BWR реакторите се користи регулација со константен притисок на парата.



Сл. 9.58. Регулација со константна средна температура при променлив проток на средството за ладење



Сл. 9.59. Регулација со константна излезна температура при променлив проток на средството за ладење во целиот опсег на моќност

9.6. Шеми на регулација на НТЕЦ

НТЕЦ се состојат од два дела: турбинска постројка задолжена да дава на мрежата потребна електрична моќ и реактор со генератор на пара задолжени на турбинската постројка да дават доволна количина на пара. Овие барања се обезбедуваат со регулација на турбинската постројка и реакторот. [68-86]

Времето за регулација на реакторите е пократко во однос на регулацијата на парните котли (класични постројки). Затоа, може да се примени друг систем на регулација, кој ја опафаќа турбинската постројка и реакторот.

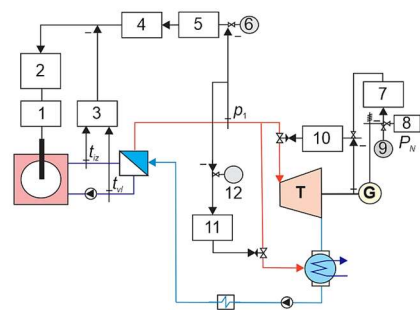
Кај НТЕЦ се користат два принципа на регулација, кои ќе бидат објаснети во наредниот текст.

9.6.1. Регулација на НТЕЦ со PWR реактори

PWR реакторите обично се доволно внатрешно стабилни на промените на влезната температура на средството за ладење и на промените во реактивноста. Тоа влијае на изборот на регулацијата, односно на квалитетот на регулацијата со која треба да се ограничи порастот на притисокот во секундарниот круг при ниски нивоа на моќ.

Принципот на оваа регулација е прикажан на НТЕЦ Obrigheim, Германија даден на сл. 9.60. Моќта на турбината на сувозаситена пара, а со тоа моќта на НТЕЦ е регулирана преку регулационите влезни вентили во турбината. Системот за регулација на турбината се состои од регулација на бројот на вртежи и моќта. При нормална работа вентилите на влезниот цевковод се затворени и се отвораат при пречекорување на притисокот на свежата пара над дозволената граница. Во тој случај парата преку редукциона станица се носи директно во кондензаторот.

Системот за регулација на реакторот се состои од регулација на средната температура на средството за ладење, која е диригирана од притисокот на свежа пара пред турбината. При моќ од $(70 \pm 100) \%$ средната температура на средството за ладење се одржува константна, а регулаторот на притисок на парата е поставен во ограничена постојана положба. При моќ помала од 70 % се поместува регулаторот на притисокот на пара, а соодветната средна вредност на температурата на средството за ладење се намалува за вредност при која притисокот на пара останува константен (види сл. 9.56.6).



1. Механизам за регулационите прачки;
2. Регулатор за средната температура на средството за ладење;
3. Намалување на средната температура на средството за ладење;
- 4, 5. Ограничување на излезна сигналот на регулаторот за притисок на пара;
6. Регулатор на притисок на пара
7. Регулатор на моќ на НТЕЦ;
8. Разделник на оптоварување;
9. Барана вредност на моќта;
10. Регулатор на бројот на вртежи;
11. Регулатор на притисок на парата од околу;
12. Задавање на ограничувачки притисок во водот од околу.

T - Парна турбина;
Г - Генератор

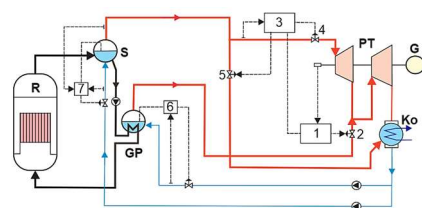
Сл. 9.60. Шема на регулација на НТЕЦ Obrigheim, Германија со PWR реактор

9.6.2. Регулација на НТЕЦ со BWR реактори

BWR реакторите обично се внатрешно стабилни на промени на температурата на недогреаната вода на влезот во активната зона и на реактивноста. Нестабилноста се појавува кај излезот на сувозаситената пара. Намалувањето на притисокот на пара доведува до појава на парни меури во активната зона и намалување на модераторските својства на средството за ладење, што предизвикува намалување на реактивноста и моќта на реакторот. Топлинските шеми со BWR реактори можат да бидат едноконтурни, двоконтурни или со двоен парен циклус. Регулацијата на двоконтурни НТЕЦ и со двоен парен циклус има доволна внатрешна стабилност, затоа што појавените промени се состојат во промена на влезната температура на водата.

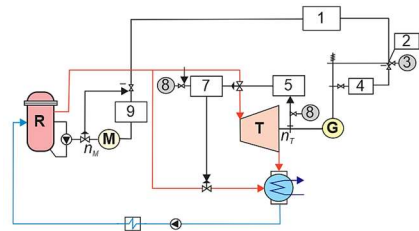
На сл. 9.61 е прикажана шема на регулација на НТЕЦ со двоен парен циклус Dresden-1. Системот на регулација на двоцилиндричната турбина ја прави врската за регулација на бројот на вртежи и регулација на притисокот на примарна пара. При промена на моќта на НТЕЦ реагира регулаторот на бројот на вртежи на регулационите вентили на секундарната пара. Промената на количината на потребната пара од генераторот на пара влијае на промената на температурата на влезот во реакторот и со тоа на промена на моќта на реакторот. Промената на притисокот на примарна пара се изведува со регулаторот на притисок, кој влијае на вентилите за примарна пара. За да се намали времето на реакција на системот за регулација, двата регулатори меѓусебно се поврзани со специјален кулисисен систем кој овозможува моќта на турбината да не се промени под дејство на регулаторот на притисок на примарната пара. Доколку турбината не е во состојба да ја искористи целата количина на пара, се отвораат вентилите од околу и вишокот на пара се носи во кондензаторот.

Системот за регулација кај НТЕЦ со BWR реактори поврзани во едноконтурна шема (директен парен циклус) е внатрешно нестабилен поради парното оптоварување. Кај нив мора да се примени надворешна регулација. На сл. 9.62 е прикажана шема на регулација на НТЕЦ Dresden-2. Регулацијата се изведува со промена на протокот на средството за ладење низ активната зона (јадрот) и со поместување на регулационите прачки. Бараната моќ може да биде поставена рачно или автоматски под дејство на регулаторот на мрежата. Регулацијата на моќ се изведува со промена на бројот на вртежите на циркулационите пумпи. Со промена на бројот на вртежи се менува моќта на реакторот во посакуваната насока. Предност на промената на протокот на средството за ладење е во структурната поделба на неутронскиот тек, исто како кај регулационите прачки. При поголеми промени на моќ од 30 %



1. Регулатор на бројот на вртежи на турбината;
2. Регулациони вентили на секундарна пара;
3. Регулатор на притисок на примарна пара;
4. Регулациони вентили на примарна пара;
5. Регулациони вентили на водот од околу;
6. Триимпулсен регулатор на ниво на вода во генераторот на пара;
7. Триимпулсен регулатор на ниво на вода во сепараторот.

Сл. 9.61. Шема на регулација на НТЕЦ Dresden-1, Германија со двоен парен циклус



1. Регулатор на моќ;
2. Разделник на оптоварувањето;
3. Барана вредност на моќ;
4. Статика;
5. Регулатор на бројот на вртежи на турбината;
6. Барана вредност на бројот на вртежи на турбината;
7. Регулатор на притисок;
8. Барана вредност на притисокот на пара;
9. Регулатор на бројот на вртежи на циркулационата пумпа;

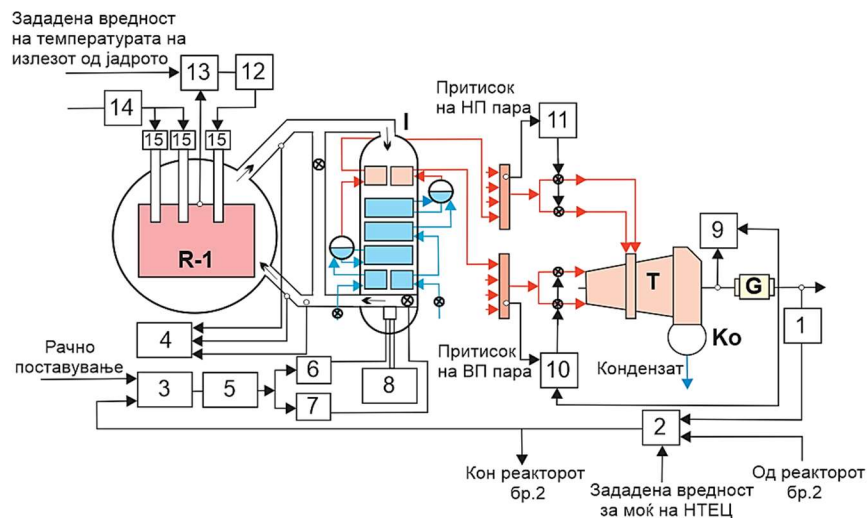
Сл. 9.62. Шема на регулација на НТЕЦ со BWR реактор Dresden-2, Германија со директен парен циклус (едноконтурна)

се користат регулационите прачки, при што регулаторот на бројот на вртежи се враќа во својата работна положба. Притисокот на средството за ладење се одржува константен со помош на регулаторот за натпритисок, кој дејствува на регулационите вентили на турбината. Регулаторот на притисок е подреден на регулаторот на бројот на вртежи на турбината, кој има функција на ограничувачки регулатор и се вклучува при недозволно зголемување на бројот на вртежи. Турбината е обезбедена со вод од околу поврзан со кондензаторот. Вентилите на водот од околу се отвораат под дејство на брзиот затворач или при поголемо зголемување на притисокот на пара.

9.6.3. Регулација на НТЕЦ со реактори ладени со гас

Системите за регулација кај реакторите ладени со гас (графитни или тешководни) се карактеризираат се недоволна внатрешна стабилност. Кај графитните реактори на природен ураниум во текот на работа коефициентот на реактивност станува позитивен, што поради високата топлинска постојаност на јадрото не е посебен проблем.

На сл. 9.63 е прикажана шема на регулација на НТЕЦ Sizewell со графитен реактор ладен со гас.

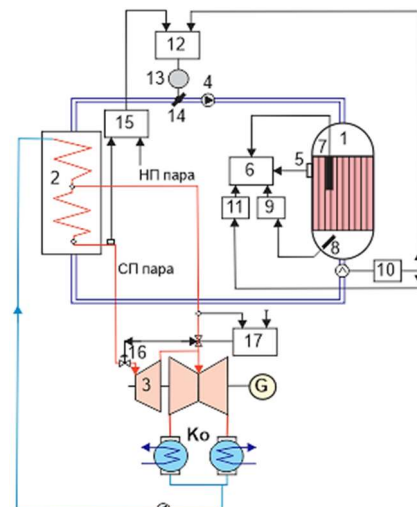


1. Мерење на електричната моќ; 2, 3. Член за порамнување; 4. Сметач на моќ на реакторот; 5. Блок за редослед; 6. Погон на лопатките на вентилаторите; 7. Погон на вентилите на вентилаторите од околу; 8. Синхрони мотори на вентилаторите; 9. Регулација на бројот на вртежи на турбината; 10. Регулатор на притисок на ВП пара; 11. Регулатор на притисок на НП пара; 12. Регулатор на излезна температура на гасот од каналите на реакторот; 13. Член за порамнување; 14. Блок за хавариска заштита; 15. Мотори на апсорпционите прачки.

Сл. 9.63. Шема на регулација на НТЕЦ Sizewell со графитен реактор ладен со гас

НТЕЦ може да биде експлоатирана во основен и променлив режим на работа. Промената на оптоварувањето директно влијае на моќта на реакторот. Врската за регулација на моќта на реакторот влијае на протокот на гас низ реакторот. Големината на вистинската моќ на реакторот зависи од протокот и влезната и излезната температура на гасот (средството за ладење). Потребната вредност на моќ се задава рачно или автоматски преку регулаторот на моќ на НТЕЦ. Протокот на средството за ладење се регулира со поместување на влезните лопатки на циркулационите вентилатори за гас и со помош на регулационите вентили. Параметрите на пара и напојна вода влијаат на температурата на гасот. Излезната и влезната температура на гасот се регулира со одземање на количината на гас од реакторот и впуштање во генераторот на пара. Системот на регулација на турбината се изведува со врска за регулација на бројот на вртежи и регулација на притисокот на високопритисна и нископритисна пара. Регулаторот на притисок е управуван со вентилите на турбината. Регулаторот на бројот на вртежи влијае на двата вентили. Регулацијата на излезната температура на средството за ладење се изведува со 9 паралелни врски, кои ја одржуваат температурата на гасот на излезот од горивните канали во одредени сектори од јадрото.

На сл. 9.64 е прикажана регулација на НТЕЦ А-1, Чешка со тешководен реактор ладен со гас. Системот за регулација се прави со две врски. Врска со регулација на бројот на вртежи која управува со вентилите на турбината и врска која управува со нископритисната пара преку хидраулично-механички регулатор. Тој дејствува на регулационите клапни пред цилиндарот за низок притисок на турбината. За да се скрати времето на дејствување направена е механичка врска меѓу двата регулатори. Врската за регулација на среднопритисната пара е со промена на протокот на гасот во реакторот. Во случај на големо намалување на протокот низ реакторот постои корекционен блок кој го коригира протокот во дозволени граници.



1. Реактор;
2. Генератор на пара;
3. Турбина;
4. Вентилатор;
5. Мерење на неутронска моќ;
6. Регулатор на неутронска моќ;
7. Ругулациони прачки;
8. Мерење на излезната температура на средството за ладење;
9. Регулатор на температура на средството за ладење;
10. Мерење на проток на средството за ладење;
11. Блок за корекција на моќта во зависност од протокот;
12. Регулатор на проток на средството за ладење;
13. Сервомотор;
14. Регулациони лопатки на вентилаторот;
15. Регулатор на притисок на СП пара;
16. Регулатор на бројот на вртежи на турбината;
17. Регулатор на притисок на НП пара.

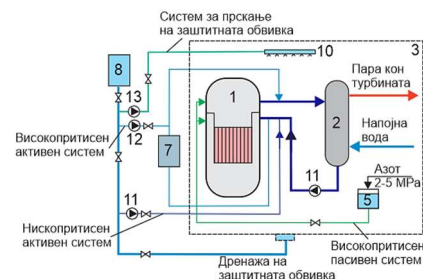
Сл. 9.64. Шема на регулација на НТЕЦ А-1, Чешка со тешководен реактор ладен со гас

9.7. Системи за принудно ладење на реакторите

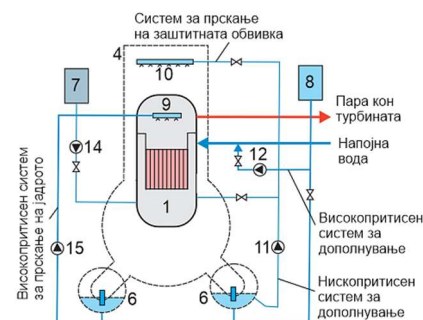
Реакторите ладени со лесна вода во својот состав имаат систем за принудно ладење на реакторот, кој се употребува во случај на пропуштање на водата поради недобро затнување на кругот со средството за ладење, што може да предизвика покачување на температурата на водата и нејзино испарување во јадрото на реакторот. При повисоки температури околу 1000 °C почнува да се одвива егзотермната реакција на водената пара со циркониумската обвивка, што може да предизвика деформации и нарушување на обвивката. Тоа од друга страна може да предизвика ослободување на значителна количина на активност во средството за ладење и негово проширување во просторот на НТЕЦ. [68-86]

Типичниот распоред на системот за принудно ладење кај лесноводните реактори (PWR) е прикажан на сл. 9.65.а. Задача на системот е дополнување на примарниот круг со вода при мали протекувања (загуби) на вода. Високопритисниот пасивен систем (без пумпи) се вклучува при големи протекувања и го поплавува реакторот со вода. Во овој случај притисокот во реакторот се намалува на (2÷4) МПа, се отвара вентилот и азот под притисок ја потиснува водата од резервоарот во долниот дел на реакторот (поретко во горниот дел). Активниот нископритисен систем треба да обезбеди долготрајно ладење на реакторот по празнење на резервоарот на високопритисниот систем. Покрај тоа, предвидено е прскање на внатрешната обвивка и ширење на активноста.

Шемата на системот за принудно ладење кај BWR реакторите е прикажана на сл. 9.65.б. При мали протекувања на кругот на средството за ладење загубите се компензираат со високопритисен систем. Доколку не е можно да се одржува потребното ниво во реакторот или при зголемување на притисокот во внатрешната заштитна обвивка, се отвораат вентилите на базенот за намалување на притисокот и парата од просторот на внатрешната обвивка поминува низ водата во базенот и кондензира. Исто така, се користи високопритисен систем за прскање на јадрото и системот за прскање на заштитната обвивка. По намалување на притисокот во реакторот се вклучува системот со низок притисок, кој обезбедува долготрајно подладување на реакторот.



а) PWR реактори



б) BWR реактори

1. Реактор;
2. Генератор на пара;
3. Заштитна обвивка;
4. Внатрешна заштитна обвивка;
5. Резервоар за вода под притисок;
6. Базени за намалување на притисокот;
7. Резервоар со борна киселина;
8. Резервоар за вода;
9. Прскалка на јадрото;
10. Прскалка на заштитната обвивка;
11. Главна циркулациона пумпа на примарниот круг;
12. Високопритисна пумпа;
13. Пумпа на системот за прскање на заштитната обвивка;
14. Пумпа за борна киселина;
15. Пумпа на системот за прскање на јадрото.

Сл. 9.65. Шема на системот за принудно ладење кај реакторите ладени со вода

10

ЕКСПЛОАТАЦИЈА И ОДРЖУВАЊЕ НА НТЕП

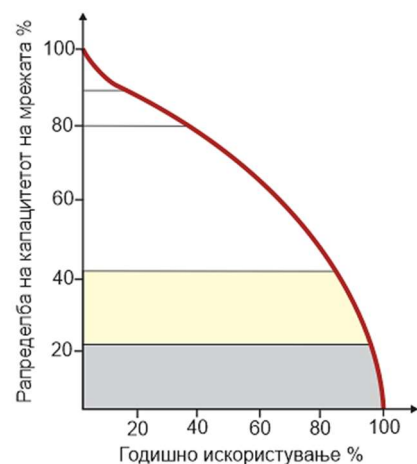
10.1. Експлоатациони особини на нуклеарните постројки

Нуклеарните постројки се одликуваат со свои особини кои влијаат на нивното приклучување во енергетскиот систем. Учеството на цената за транспорт на нуклеарното горивото скоро не влијае врз производната цена на електричната енергија во нуклеарните постројки. Затоа, нуклеарните постројки се градат директно на местата со кумулирана потрошувачка на електрична енергија. ТЕП на класични горива во тој случај би биле многу скапи и обично се градат подалеку од изворите на класичните горива. Изборот на локацијата е еднозначен и при новите начини на искористување на нуклеарната енергија, како: отсолување на морска вода и производство на топлинска енергија за индустријата или за големи урбани средини. Битен фактор кој влијае на изборот на локацијата на нуклеарните постројки е потребната доволна (голема) количина на вода за ладење. [88-92]

Потребата од мерни и регулациони уреди кај нуклеарните постројки е поголема (попотребна) во однос на класичните постројки. Нуклеарна постројка со брзи репродуцирачки реактори е поскапа во однос на онаа со термички реактори. Поради тоа најповолно е нуклеарните постројки да се приклучуваат во енергетскиот систем како базни, кои работат подолг период во годината. Нуклеарните постројки и поради своите технички особини не се поволни да работат во променливи режими во текот на денот, иако лесноводните реактори поради своите одлични саморегулациони особености покажуваат значителна експлоатациона еластичност

Со појава на нуклеарната енергетика постепено се менува структурата на експлоатација на енергетските системи, односно конвенционалните ТЕП во иднина ќе мораат да бидат доволно експлоатационо еластични (сл. 10.16) за да ја преземат регулацијата на целиот енергетски систем, односно покривање на дневните потреби од енергија (дневен шпиц) за што денес служат хидроцентралите. Во блиска иднина дел од нуклеарните постројки ќе бидат принудени да работат еластично во енергетскиот систем.

Нуклеарните постројки на прв поглед технолошки се многу слични со класичните ТЕП на конвенционални горива, односно наместо парен котел имаат нуклеарен реактор, но во реалноста се карактеризираат со низа битни разлики. Оптоварувањето на нуклеарната постројка се регулира со влијание врз интензитетот на фисионата реакција без додавање гориво. Процесот на промена на гориво по правило се изведува кампањски, еднаш годишно, за време на планскиот ремонт на

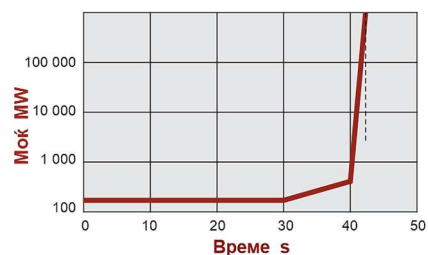


Сл. 10.16. Дијаграм на оптоварување на енергетскиот систем

постројката, освен кај реакторите кои како гориво користат природен ураниум. За експлоатација на нуклеарните постројки се применуваат многу посигурни и временски помалку променливи влезни карактеристики на горивото, што овозможува примена на модерна техника за регулирање.

Способноста на нуклеарните постројки за производство на енергија не зависи само од оспособеноста на постројката, туку и од моменталната состојба на активната зона. При недостаток на реактивност, нуклеарниот реактор не може да го постигне бараното оптоварување, а понекогаш не може да се постигне ниту критична состојба на реакторот. Од друга страна, нуклеарните постројки произведуваат одредена количина енергија и при прекин на реакцијата на фисија, затоа е потребно непрекинато обезбедување циркулација на средството за ладење и одведување на енергијата кога нуклеарната постројка не работи. [88-92]

Нуклеарните постројки се карактеризираат со радиоактивно зрачење од различен вид, кое директно не се регистрира од страна на човекот, но е екстремно штетно врз неговото здравје. Поради тоа, експлоатацијата на нуклеарните постројки мора да биде потполно автоматизирана, постројката далечински управувана и постојано спроведувана лична и општа дозиметриска контрола (сл. 10.17). Нуклеарните постројки со своето јонизирачко зрачење претставуваат акутна опасност за персоналот, но истовремено за целото општество. Затоа експлоатацијата на нуклеарните постројки не е во интерес само на директните учесници во производството, туку на целото општество и подлежи на постојани контроли и надзор од страна на државните и меѓународните стручни органи.



Сл. 10.17. Драстична промена на реактивноста изразена преку моќ при експлозија на реакторот во НТЕЦ Чернобил.
(нуклеарно зрачење 100 пати повисоко од дозволеното)

10.2. Контрола и прво пуштање на реакторот во погон

10.2.1. Постапка на монтажни и функционални контроли

Пред пуштање на нуклеарните центри во пробен и постојан погон потребно е да се направат редица контроли на уредите во нејзиниот состав. Контролите можат да се поделат на едноставни (индивидуални) и сложени (комплексни).

Во текот на изградбата на постројката се прават монтажни контроли со кои се контролира квалитетот на монтажните работи. Во нив спаѓа:

- радиографска или друга дефектоскопска контрола на заварените споеви,
- јакосна и хидраулична контрола на монтираните кругови,
- контрола на изведените електрични споеви и др.

По завршувањето на монтажните контроли кои се нарекуваат индивидуални контроли, продолжуваат функционалните (комплексни) контроли. Со овие контроли се проверува функционалноста на опремата, без постигнување на работните параметри и капацитет. Во овие контроли спаѓа:

- проверка на пумпите,
- проверка на електричните кола (вклучување, исклучување, блокирање, сигнализација),
- проверка на уредите за додавање гориво и др.

Во периодот на проектирање потребно е да се направи груба програма (план) за изведување на контролните работи, а при изградбата треба да се направи детален план на контролите. Тоа овозможува правилна изградба и монтажа на постројката. Одредени објекти и постројки најпрво мора да се изградат и монтираат за да може да се изврши контрола на другите системи. За да може да се провери пумпната станица, потребно е претходно да биде подготвен доводот и одводот на вода, потрошувачите на вода, канализацијата, разводникот, трансформаторот и др.

Технолошките кругови и постројки мора да ја задоволуваат бараната цврстина и херметичност, да се промиени до одреден степен на чистота, за да можат да одговорат на поставените барања при експлоатација. Потоа следува контрола на електричните уреди и уредите за мерење и регулација. По проверката на електричните уреди следи проверката на машинските делови. [88-92]



Неактивните контроли кај нуклеарните постројки се од големо значење, затоа што придонесуваат кон отстранување на евентуалните недостатоци кои би можеле да се појават при активна работа на постројката.

10.2.2. Физичко пуштање на нуклеарниот реактор во погон

Целта на физичкото пуштање на реакторот во погон е по монтажата на реакторот, реакторот да се доведе во критична состојба и да се спроведат физички мерења и проверка на проектираните параметри на реакторот за да може реакторот да се пушти во постојан погон. [88-92]

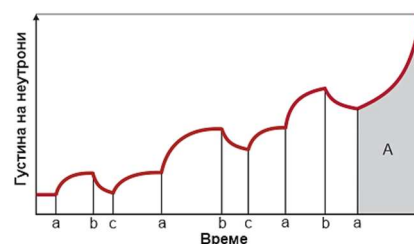
Физичкото пуштање се состои од постепено додавање гориво во активната зона, со респектирање на сите услови од безбедносна гледна точка. Главно треба да се обезбеди потребниот број на неутрони со интензитет од $(10^6 \div 10^7)$ неутрони во секунда. Освен кај големите активни зони кои како гориво користат природен ураниум не е потребно обезбедување дополнителен помошен број на неутрони, затоа што интензитетот на спонтаната делба на изотопот на U-238 е во потполност доволен (15 неутрони/kg-s). При физичко пуштање во погон се мери густината на неутроните или големината на функцијата која зависи директно од густината, при што постигнувањето на критичната состојба се движи експоненцијално со порастот на оваа функција (сл. 10.18).

Во пракса се користат попрецизни методи за определување на критичната густина на активната зона.

При физичко пуштање на реакторот во погон потребно е голем број на уреди и постројки да бидат веќе изградени. Кај реакторите ладени со вода мора да биде изграден и во потполна подготвеност, системот за циркулација на водата, електричниот систем кој го напојува водењето на реакторот, биолошката дозиметрија и др.

При физичкото пуштање потребна е дополнителна мерна опрема, која по ова пуштање се отстранува. За оваа мерна опрема потребно е да се остави дополнителен простор и соодветни приклучоци. При експлоатација на постројката се спроведуваат некои физички мерења, затоа што се потребни одредени параметри на реакторот, како моќ на реакторот.

Физичкото пуштање во погон на реакторот се изведува според претходно подготвена и одобрена програма на пуштање, усогласена со важечките прописи на пуштање во погон на овие постројки. Во голем број земји физичкото пуштање на реакторот се изведува под надзор на државната комисија за нуклеарна енергија.



- a – внесена нова количина гориво во активната зона;
- b – исклучен екстерниот извор на неутрони;
- c – вклучен екстерниот извор на неутрони;
- A – критична состојба;

Сл. 10.18. Пораст на густината на неутроните при физичко пуштање во погон на нуклеарен реактор

10.2.3. Енергетско пуштање на нуклеарна централа

Енергетското пуштање на нуклеарната централа започнува во моментот кога нуклеарниот реактор ќе ја постигне топлинската моќ, односно кога мора да се примени негово ладење со циркулација на средството за ладење во примарниот круг. Пуштањето во погон завршува кога нуклеарната централа ја постигнува максималната моќ, односно тоа е моментот кога нуклеарната централа се приклучува на енергетската мрежа.

Пред тоа се спроведуваат редица на проби со кои се проверуваат сите контролни и заштитни системи за правилна работа на реакторот и општо целата нуклеарна централа. Во склоп на овие проби се дотеруваат и подесуваат системите за висока автоматика на нуклеарната централа на параметри и алгоритми соодветни за енергетско пуштање во погон на централата. [88-92]

Енергетското пуштање во погон трае неколку недели. Параметрите на примарниот и секундарниот круг постепено се зголемуваат, а со тоа постепено се зголемува и моќта на нуклеарната централа. Периодот на енергетското пуштање на централата е период на вежбање и издржливост на персоналот на одредени параметри и моќ, што е многу поволно при појава на неисправности при експлоатација (нормална работа) на централата. При појава на неисправности на одредени системи или некомпатибилност помеѓу нив, се прекинува пуштањето во погон и се анализираат причините за појава на неисправностите. По отстранување на неисправностите се започнува со програмата за повторно пуштање во погон од најниски параметри.

Во текот на енергетското пуштање во погон на централата се прават редица на технички контроли на уредите, кои не можеле да се направат при неактивен погон или е предвидено да се повторуваат, како:

- исклучување и контрола на една од работните пумпи, што се прави со цел избегнување на хаварија на реакторот,
- контрола на способноста на резервниот извор на енергија за потполно ладење на евентуално исклучениот реактор и др.

При енергетското пуштање на нуклеарната централа се прават редица мерења, кои подоцна можат да се искористат при изработка на одредени прописи за експлоатација на централата или за евентуален развој на нуклеарни центри од ист или сличен тип.



Персоналот мора да биде заведен во посебен список во кој се внесуваат обврските на секој поединец во согласност со погонските прописи. Секој поединец мора да биде соодветно обучен, односно мора да помине одреден период на практични вежби на слична нуклеарна централа на соодветен систем и мора да има положено соодветен испит за управување со конкретен систем.

При секое пуштање во погон се формира соодветна комисија за надзор, која дава дозвола при секоја промена на нивото во повисоки параметри и моќ.

Секоја држава мора да ја пријави нуклеарната централа за евиденција во Меѓународната агенција за нуклеарна енергија со седиште во Виена и мора да овозможи непречен пристап на контролните органи на агенцијата во моментот на полнењето на реакторот со гориво.

При преземање на централата на корисникот од страна на производителот, мора да се изврши технички прием. Тој опфаќа редица на контроли:

- монтажни (градежни) контроли (контрола на притисок),
- функционални контроли (заштитни системи и автоматика) и др.

Успешно изведените контроли, односно техничкиот прием е показател дека корисникот може да ја преземе централата од производителот. Тоа може да се изведе со меѓусебен договор или под надзор на соодветна комисија. Техничкиот прием се изведува до постигнување на номиналните параметри и моќ на централата, кои е потребно да се одржуваат без недостатоци во траење најчесто од 72 часа или во претходно договорен период.

Честопати во тој релативно краток период не можат да се откријат сите недостатоци, затоа производителот е должен евентуално појавените скриени недостатоци бесплатно, навремено и соодветно да ги отстрани во рамките на периодот на гаранција. [88-92]



10.3. Експлоатација на нуклеарните постројки при постојано и променливо оптоварување

Нуклеарните центри се составен дел на енергетскиот систем и подлежат на централниот систем на водење. Исто така, спаѓаат во постројки со радиоактивно зрачење и складирање на радиоактивни материјали, затоа нивната експлоатација подлежи на посебни дозволи и контроли од страна на органите за надзор. На пример тоа се контроли на садови под притисок, хигиенски контроли и др. Истовремено подлежат и на меѓународни контроли од страна на Меѓународната агенција за нуклеарна енергија. [88-92]

Целта на организацијата при експлоатација на нуклеарните центри пред сè е ефикасна работа на централата при исполнување на сите прописи и барања во смисла на радиоактивност и сигурна работа. Овие барања не се само интерес на директниот корисник на централата, туку и на целото општество. Организационата поставеност е слична како кај класичните термоцентри, но малку посложена. Бројот на вработени обично е помал во однос на класичните термоцентри и се движи од (0,5÷1) вработен/MW и постојано се намалува со воведување на системите за потполна автоматизација на нуклеарните центри.

10.3.1. Опслужување и одржување на уредите и системите

Постројката при експлоатација ја опслужува работниот персонал во согласност со експлоатационите прописи и организационата поставеност. Експлоатационите прописи за секој елемент од постројката се дадени во упатството за употреба подготвено од страна на производителот.

Работниот персонал во нуклеарните центри покрај соодветните стручни познавања, искуство и способност, потребни за работа при експлоатација на постројката, потребно е да има и одредени познавања од областа на нуклеарната физика, физиката и топлинската техника на реакторот, неговите регулациони и динамички карактеристики и др. Операторите мора да се оспособени за брза и вистинска (точна) реакција. Дозволата за опслужување на одреден тип на реактор се добива со полагање посебен испит, врз основа на претходна теоретска и практична обука.

Планското одржување (ремонт) кај нуклеарните центри е пообемно во однос на тој кај класичните термоцентри. Ревизии и поправки во нуклеарниот дел се можни само кога дел или целата постројка не работи, односно е во фаза на стоење. Кај нуклеарните центри со кампањска про-



мена на горивото, поправките се планираат да се изведуваат во периодот на промена на слојот на горивото. Начинот на изведување на поправките шематски (дијаграмски) е прикажан на сл. 10.19.

Државните органи го контролираат изведувањето на периодичните проби на деловите на постројката, кои се битни од гледна точка на нуклеарната сигурност при работата. Покрај тоа државните органи спроведуваат постојани инспекциски проверки на состојбата на централата.

Основа за составување на планот на одржување се упатствата подготвени од производителот и сопствените долгорочни искуства при експлоатација на постројката. Податоците за работниот век на одредени делови од постројката може да бидат дадени од производителот врз основа на испитувања и развој на постројката, кога не постојат долгорочни експлоатациони искуства од страна на корисникот на постројката. Работниот век на нуклеарните централи претставува едно од отворените прашања во сегашниот развој на нуклеарната енергетика.

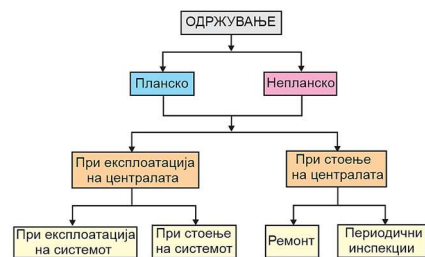
10.3.2. Промена на горивото во нуклеарниот реактор

Промените на механичките својства на нуклеарното гориво и намалувањето на реактивноста на активната зона, го ограничуваат согорувањето на горивото во реакторот до одредена мерка, што зависи од видот на нуклеарното гориво и конкретниот состав на активната зона. Периодот на задржување на горивниот елемент во реакторот во кој се постигнува одредена неутронска моќ се нарекува кампања. [88-92]

Промената на горивото во реакторот може да се изведе:

- континуирано, кога реакторот е во погон при номинална или намалена моќ,
- кампањски, кога реакторот не е во погон, а средството за ладење е под притисок или не е под притисок.

Кај првиот начин горивните елементи се менуваат постапно според претходно направен временски план. Кај вториот начин се менува целата шаржа или одреден дел при прекин на работата на реакторот. За подобро искористување на горивото, кај вториот начин на промена на горивото, се менува само дел од вкупната количина на гориво, а остатокот од горивото се преместува на друг дел од реакторот со поголем неутронски проток за понатамошно согорување. На тој начин се наголемува просечното согорување на целата горивна шар-

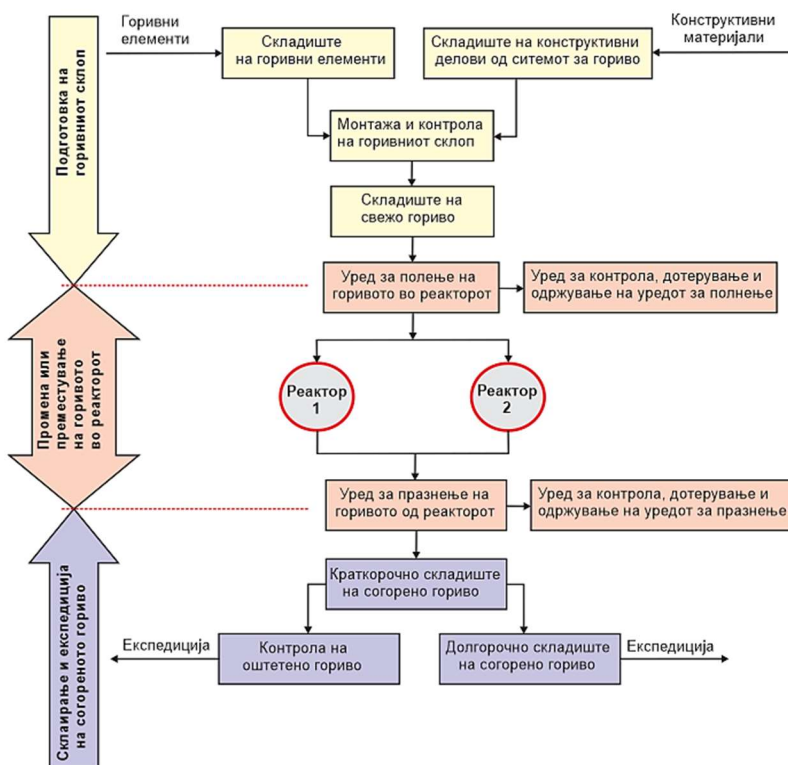


Сл. 10.19. Начин на изведување на одржувањето

жа и се постигнува повисок економски ефект. Кампањската промена на горивото трае 1 месец и се изведува во периодот на минимална потрошувачка на електрична енергија во енергетскиот систем.

Промената на нуклеарното гориво во нуклеарната централа се изведува во неколку фази (сл. 10.20), како:

- транспорт и складирање на нуклеарното гориво,
- поставување на новата количина гориво во реакторот,
- преместување на горивото во активната зона во реакторот,
- вадење на согореното гориво од реакторот,
- складирање на согореното гориво во нуклеарната централа,
- транспорт на согореното гориво од нуклеарната централа на местото за долготрајно складирање или хемиска преработка.



Сл. 10.20. Шематски приказ на промената на горивото во нуклеарна централа

За реализација на овие фази во циклусот на промена на горивото во реакторот, потребно е во нуклеарната централа да се инсталира комплетен систем на уреди, кои претставуваат една функционална целина. Сите уреди од овој систем кои манипулираат со согореното гориво се автоматски и далечински водени, затоа што е потребно да се изведуваат редица на операции по одреден редослед во согласност со барањата за беспрекорна сигурност и заштита.

Во периодот на празнење на нуклеарниот реактор, складирање во нуклеарната централа и транспорт до местото на долготрајно складирање или преработка, согореното гориво мора да биде постојано ладено, затоа што е вештачки радиоактивно.

Интензитетот на одземање на остатокот на топлина во зависност од временскиот период е прикажан со следниот израз или на дијаграмот **сл. 10.21**:

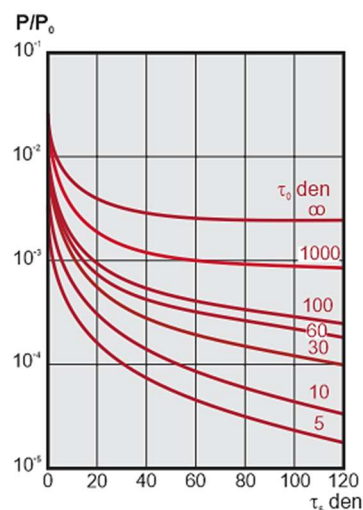
$$\frac{P}{P_0} = 6,1 \cdot 10^{-3} \left[\tau_s^{-0,2} - (\tau_s + \tau_0)^{-0,2} \right]$$

P W – моментална моќ на горивниот елемент,
 P_0 W – моќ на горивниот елемент пред празнење,
 τ_s den – период мерен од моментот на празнење, при моќ P ,
 τ_0 den – период при кој горивниот елемент работел со моќ P_0 пред празнење.

Во наредниот текст е прикажана промената на гориво кај реакторите Candu 6. Горивната прачка во реакторот Candu 6 се состои од 37 елементи поставени во круг (прстен) прикажани на **сл. 10.22**. Секој елемент содржи природен ураниум во форма на цилиндрични пелети на вештачки UO_2 , поставен во кошулки од легура на циркониум (легура на циркониум 4). Сите 37 елементи завршуваат на плочата од горивната прачка. На секој елемент се постигнува сепарација со вметнување на дистанцери помеѓу секој елемент. Надворешните горивни елементи се вметнуваат во цевката за притисок.

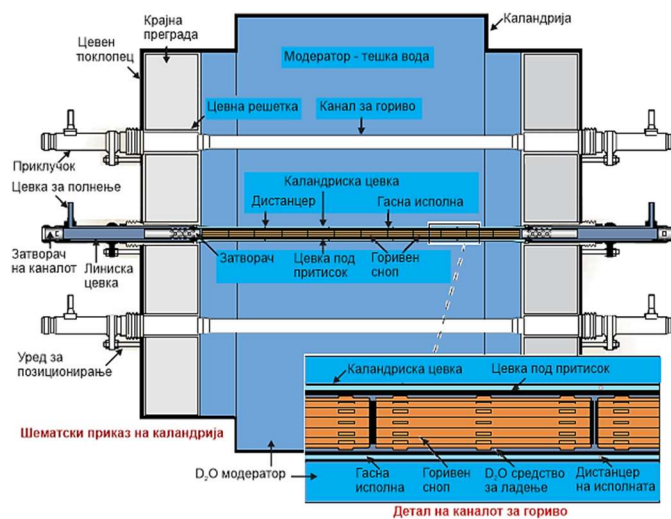
Системот за ракување со горивото треба да:

- обезбеди складирање и ракување со новото горивото,
- соодветна промена на горивото при работа на реакторот при различна моќ,
- транспорт на согореното гориво до магацинот за согорено гориво.

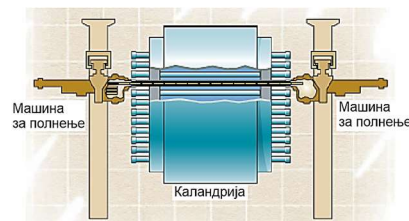


Сл. 10.21. Интензитет на одземање на остатокот на топлина на согореното гориво

Промена на горивото во реакторот: Промената на горивото е операција која се изведува со две контролирани машини за промена на горивото (сл. 10.23). Горивото се внесува во горивната прачка со помош на едната машина за полнење, а согореното гориво се празни (се прима) со помош на другата машина за празнење на горивото, поставена од другата страна на горивниот канал. При операцијата на промена на горивото, најчесто се врши промена на 4 од вкупно 12–те горивни прачки. Кај реакторите Candu 6 се врши промена на 10 горивни канали неделно.



Сл. 10.22. Шематски приказ на каландрија со детал на горивниот елемент кај реакторите Candu



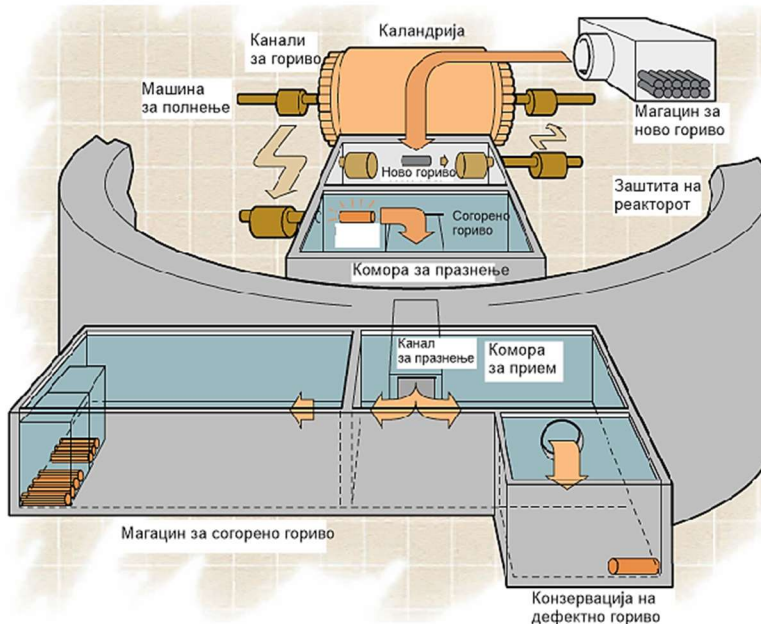
Сл. 10.23. Начин на полнење на реакторите Candu со гориво

Секоја машина може да служи за полнење и празнење на горивото. Насоката на полнење и празнење зависи од насоката на протокот на ладилниот медиум во горивниот канал. Машината за полнење и празнење го прима горивото во моментот на прицврстување со портата за полнење и празнење на горивото. Целата операција се следи од контролната соба преку програмски компјутеризиран систем. Секоја операција дозволува мануелна интервенција од страна на операторот.

Транспорт на горивото: Новото гориво се зема од магацинот за ново гориво сместен во зградата за сервисирање. Магацинот за ново гориво обезбедува потребна количина на гориво за 6-месечна работа и за почетно полнење на реакторот. При промена на горивото, тоа се транспортира кон просторијата за ново гориво во зградата на реакторот. Понатаму новото гориво, преку двете порти за ново гориво се транспортира до машината за автоматско полнење (сл. 10.24).

Согореното гориво се празни со машината за празнење и преку портата за празнење, а со елеватор се транспортира до резервоарот со вода. Согореното гориво преку воден слој на каналот за празнење на горивото се транспортира до магацинот за прием на согорено гориво, каде се става во канти или корпи за складирање, кои се внесуваат во магацинот за согорено гориво.

Целата операција на промена на горивото е автоматски контролирана и надгледувана од персоналот на нуклеарната централа. Складирањето во магацинот се изведува под вода со користење специјални кранови. Дефектното гориво се става во канти со вода за деконтаминација, а потоа се транспортира до магацинот за конзервација на дефектно гориво. Волуменот на магацинот за согорено гориво се изведува со капацитет за минимално складирање на 7 години акумулирано гориво.



Сл. 10.24. Систем за ракување со горивото кај реакторите Candu

10.3.3. Дозиметрија во нуклеарните центри

Ареалот на нуклеарните центри е поделен на следните зони:

- чисти,
- нечисти и
- условно чисти.

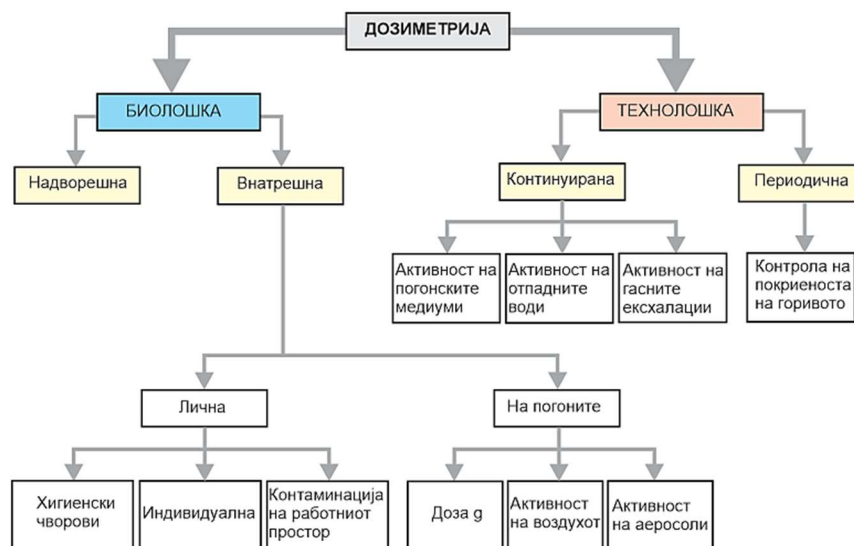
Условно чистите зони се дефинираат во зависност од тоа дали тие простории се чисти од појава на активност при одредени услови на работа. [15, 88-92]

Нуклеарната централа е така конципирана што зоните се концентрирани и различните зони од себе одвоени со хигиенски затвори. Премините од една во друга зона се контролирани. Диспозицијата на централата и сместувањето на технолошките уреди, мора да одговараат на хигиенските и сигурносните прописи при работа со радиоактивни материјали. Целата концепција на нуклеарната централа мора да е во согласност со овие прописи.

Под **дозиметрија** во нуклеарната централа се подразбира мерење на радијацијата во околина на централата и нејзиниот ограден земјен простор.

Дозиметриските мерења (сл. 10.22) на просторот на нуклеарните центри се состојат од два вида:

- биолошка,
- технолошка.



Сл. 4.22. Систем за дозиметрија во нуклеарните центри

Биолошката дозиметрија претставува контрола на интензитетот на јонизирано зрачење во сите простории на централата и контрола на количините на јонизирано зрачење на персоналот за време на нивното движење низ централата. Мерењето на интензитетот на јонизирано зрачење се користи со цел заштита на персоналот од контаминација со радиоактивни материјали пред навлегување на радиоактивните материјали во организмот и за заштита од недозволените озрачувања пред дејството на јонизираното зрачење врз организмот. Мерењето се изведува со систем на стабилни мерни инструменти поставени во просторите на главниот произведен блок и во помошните објекти, но и со преносни дозиметриски инструменти. Преносните инструменти претежно се користат за време на поправките на одредени уреди. Сигналите од дозиметриските инструменти постојано се следат од страна на службата за дозиметрија. Во последно време се воведуваат и автоматски уреди за мерење на дозиметријата. Во биолошка дозиметрија спаѓа и редовна контрола на работниот персонал при неговото напуштање на нуклеарната централа. Тоа се врши во посебни хигиенски јазли и хигиенски затвори.

Организацијата при експлоатација мора да биде таква да не бидат надминати максимално дозволените дози на јонизираното зрачење во согласност со прописите (таб. 10.1).

Таб. 4.1. Максимално дозволените дози на јонизирано зрачење

Органи и ткива	Максимални дозволените дози за вработените		Максимални дозволените дози за жителите Sv/god
	Квартални Sv	Годишни Sv	
Гонади, коскена срж, рамномерна озраченост на целото тело	0,03	0,05	0,005
Кожа, штитна жлезда и коски	0,15	0,30	0,03
Раце, подлактици, нозе и зглобови	0,40	0,75	0,075
Кој било орган или ткиво	0,08	0,15	0,015

Sv (Sievert) – мерка за биолошки апсорбирана доза

Технолошката дозиметрија претставува контрола на активните работни медиуми (соединенија) во технолошките процеси во нуклеарната централа. Со овој систем на контрола можат да се уочат грешките во работата на некои технолошки уреди или кругови, при што се контролира состојбата на машините и уредите кои работат со активни медиуми (протекување, контролирани пропуштања и др.).

Во оваа дозиметрија спаѓа и контролата на медиумите кои ја напуштаат површината на нуклеарната централа, како што се:

- гасни ексхалации кои се исфрлуваат преку оџакот за вентилација,
- отпадни води кои се испуштаат во водотоците и др.

Контролата се изведува со допирни или вметнати сонди, кои испраќаат сигнали до централната служба за дозиметрија или со земање примероци кои се испитуваат во лабораторија. Еден од најбитните системи за технолошка дозиметрија е системот за контрола на течноста за покривање на горивните елементи, што има директно влијание на експлоатацијата на нуклеарниот реактор. Сигналите од овој систем се постојано следени од страна на операторот на реакторот во дежурната служба на блокот.

Сите дозиметриски мерења ги обезбедува службата за дозиметрија на нуклеарната централа. Оваа служба дава дозвола за влегување во поединечни простории во нуклеарната централа во кои постои можност од појава на активност и води евиденција за дозите на зрачење на работниот персонал. Податоците од евиденцијата претставуваат основен показател за заштита и сигурност при работа на персоналот, врз кој постојано се изведуваат редовни лекарски прегледи. [88-92]

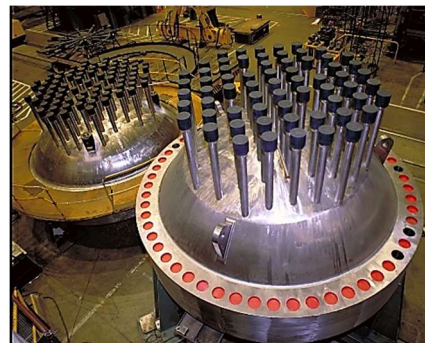
10.3.4. Еластичност при експлоатација на нуклеарните постројки

Под еластичност при експлоатација на нуклеарната централа се подразбира способност на прилагодување кон различните услови при промена на режимот на работа на нуклеарната централа. Еластичноста на нуклеарната централа воедно претставува способност на прилагодување на поединечни машини и уреди, спојните елементи и врски, кои формираат една целина или постројка. [88-92]

Промените при премин од еден во друг режим на работа, можат да бидат:

- надворешни, поради промена во разводниот или преносниот електричен систем (мрежа),
- внатрешни, поради промена во системот на нуклеарната централа,
- поради откажување на некоја технолошка постројка или уред.

Тежиштето на еластичноста на нуклеарната централа лежи во концепцијата на централата во целина и концепцијата на поединечни уреди (реакторот, генераторот на пара, циркулационата пумпа, турбината, пароводите и арматурата). Конструкторот на одделните уреди има одредена можност при конструкцијата да го намали оптоварувањето на поединечни елементи при промена на притисокот, температурата, протокот на работни медиуми, кои одговараат на промената на моќта. Најнеповолни оптоварувања при променливи режими на рабо-



та, проследени со промена на моќта, се оптоварувањата предизвикани од температурните градиенти. Затоа, решавањето на прашањето за еластичност при експлоатација е посложено кај оние нуклеарни централи кај кои поголемата промена на моќта предизвикува и поголема промена на температурата (најчесто кај нуклеарните централи ладени со гас). Проблемите се појавуваат во нуклеарниот реактор кој се одликува со голема маса и големи дебелини на конструктивните елементи. Специфични, исто така се и проблемите во генераторот на пара и главните арматури.

10.3.5. Сигурност при експлоатација на нуклеарните централи

Слично како кај еластичноста при експлоатација, така и сигурноста при експлоатација на нуклеарната централа зависи од сигурноста на поединечни постројки и циклуси, иако особините на една таква сложена работна целина не се дадени со едноставно собирање на особините на поединечните постројки и уреди од кои е составена сложената целина. [88-92]

Сигурноста при експлоатација на нуклеарната централа е способност кон одржување на нуклеарната централа во погон при потребни параметри, во планираниот период на работа, со минимални прекини и откажувања при работата, а во согласност со прописите за заштита при работата.

Начините со кои се обезбедува сигурноста при експлоатација на нуклеарната централа можат да се поделат во две области:

- област на технички решенија,
- област на управување при погон.

Во техничките решенија спаѓа:

- избор на соодветни материјали за изработка на уредите,
- внимание при изработка, монтажа, контрола и проба на уредите,
- соодветно конзервирање на поединечни уреди и постројки,
- проверка на системот за сопствено напојување на централата и др.

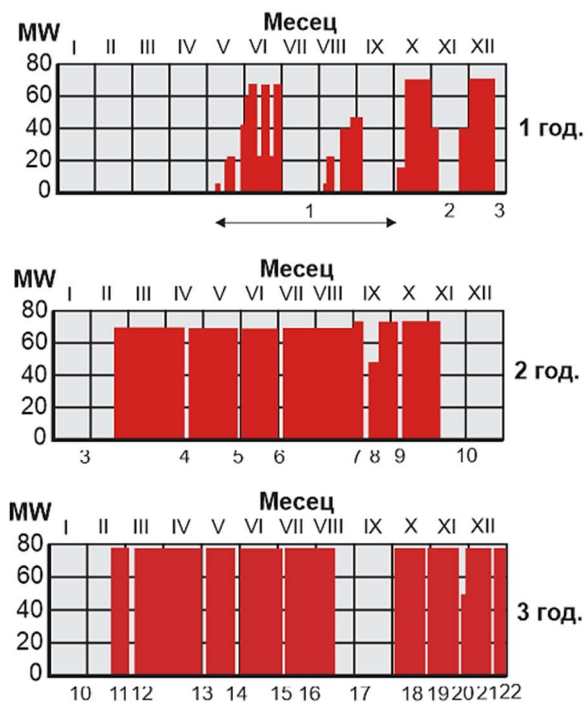
Главни начини за зголемување на сигурноста при експлоатација на нуклеарната централа, се:

- Зголемување на бројот на јазлите за ладење во главните кругови на нуклеарната централа. Секој испад на јазол за ладење директно се одразува на моќта на нуклеарната централа. Ефектот на поголемиот број јазли за ладење се согледува во способноста на преземање на улогата од страна на другите јазли за ладење при евентуален испад на еден јазол. Јазлите мора да бидат соодветно меѓусебно решени за преземање на функцијата на друг јазол.
- Спроведување на резервни јазли во некои помошни кругови во нуклеарната централа. Тоа се изведува кај оние кругови битни за сигурна работа на нуклеарната централа (пречистување на модераторот, пречистување на средството за ладење, пречистување на отпадните води и др.). При испад од работа на помошните јазли при проектирање се предвидува резервен јазол или повеќе јазли. Затоа што оваа концепција ја наголемува цената на централата, никогаш не се применува кај главните кругови.
- Начин на поставување на главните кругови во нуклеарната централа. Денес претежно се применува блоковско поставување, затоа што поединечните постројки на тој начин се посигурни при експлоатација. Никогаш не се применува попречно поврзување меѓу блоковите, што ја поедноставува топлинската шема и диспозицијата. Недостаток на блоковското поврзување е тоа што испадот на одредена постројка предизвикува и испад на целиот блок.

Во областа на управување при погон на нуклеарната централа се тежи да се олесни работата на работниот персонал и да се објективизира процесот на водење. Тоа се реализира на различни начини:

- централно собирање информации (мерна станица),
- оценување, складирање и разработување на крајната информација за операторот,
- воведување компјутерско управување.

За оценување на сигурноста при експлоатација на нуклеарната централа се користи годишниот дијаграм на производство (сл. 10.23), кој истовремено е показател на искористување на инсталираната моќ (капацитет) во текот на годината.



1. Контроли и пуштање во погон
2. Протекување во примарниот круг
3. Поправки и ревизија (турбина, генератор на пара)
4. Пропуштање во секундарниот круг
- 5., 6., 9., 12., 13., 15. Планско одржување и контрола
7. Зголемување на моќта на 75 MW
8. Поправки на примарниот круг
10. Прва промена на гориво
11. Откажување на главната циркулациона пумпа
14. Поправка на системот за сепарација на влагата (турбина)
16. Пад на моќта поради намалување на реактивноста
17. Втора промена на гориво
- 18., 21. Проба - постојан погон 80 MW
- 19., 20., 22. Прекин - плански ремонт

Сл. 4.23. Годишен дијаграм на искористување на нуклеарна централа [15]

10.4. Пуштање во погон и оптоварување на нуклеарните центри

10.4.1. Постигнување на погонските параметри

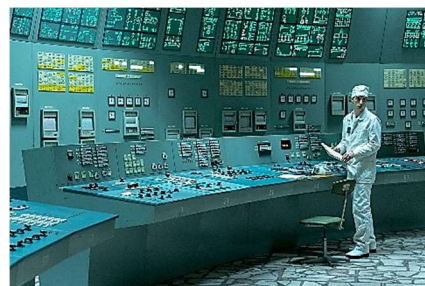
За пуштање во погон и постигнување на погонските параметри, потребно е да бидат исполнети следните услови:

- Подготвеност на круговите за пуштање во погон, оптоварување и стоење на нуклеарната централа. Тоа се постигнува по завршување на сите монтажни работи, спроведување на сите поправки, преправки и ревизии, спроведување на сите контроли, обезбедување на сите потребни медиуми и енергија (резервни извори на енергија, надворешни извори на топлина за загревање и др.). [88-92]
- Потполно обезбедување на организацијата за пуштање во погон во насока на редослед на работите, комплетна документација и обука на персоналот.

Редоследот на операциите при пуштање во погон е даден во упатството за пуштање во погон. Потребно е да бидат разгледани повеќе аспекти, кои се слични со проблематиката на пуштање на класичните ТЕЦ (минимални влезни параметри во турбината) и типични за нуклеарните центри (минимална температура на садот под притисок на реакторот пред покачување на притисокот до одредена вредност, ограничена со вредноста на крт лом).

Брзината на пуштање во погон и оптоварување, односно брзината на покачување на притисокот, температурата, топлината, бројот на вртежи и др., се определува така да се избегне појава на преголеми напрегања во одделни машински делови и уреди. Определувањето на брзината на пуштање во погон се изведува според криви на оптоварување за секој уред. Зголемувањето на моќта се изведува постепено, односно при постигнување на одреден степен на моќ постои временски период на задржување на таа моќ, при што се прави контрола на сите уреди и постројки во постојан режим на работа.

Кај прототипните постројки, кај кои не постои претходно искуство или првпат се пуштаат во погон, изборот на брзината на пуштање во погон е многу помала (сигурносни причини). Со експериментални мерења се контролира промената на температурата и напрегањата на одредени уреди кои со претходна анализа се покажале како несигурни и опасни. По стекнување одредени искуства може постепено да се зголемува брзината на пуштање во погон. При зголемување на температурата на одредени уреди се зголемува и времетраењето на изедначување на температурните полиња.



10.4.2. Резервни извори на енергија

Резервни извори на енергија кај нуклеарните центри се потребни поради следните причини:

- нуклеарната централа не може да биде пуштена во погон без надворешен извор на енергија,
- одредени уреди во состав на нуклеарната централа потребно е дополнително да се ладат,
- системот за управување на реакторот и одреден дел од системот за контрола, мораат да бидат во постојана подготвеност и во случај кога нуклеарната централа не работи.

Резервни извори на електрична енергија можат да бидат:

- електричната мрежа,
- друга независна електрична централа,
- сопствена независна електрична централа,
- акумулатор.

Резервни извори на топлинска енергија можат да бидат:

- топлинска мрежа,
- помошна котларница.

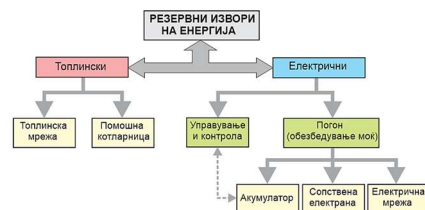
Основната поделба на резервните извори на енергија шематски е прикажана на [сл. 10.24](#).

Во билансот во делот на сопствената потрошувачка, кој се напојува од резервните извори на енергија, влегуваат само најпотребните одбрани потрошувачи, како:

- циркулационата пумпа,
- системот за управување и контрола на нуклеарниот реактор,
- принудното светло.

Моќта на резервните извори на енергија се определува така да може да ги задоволи сопствените потреби од енергија, по временски период од неколку секунди од дадениот хавариски сигнал, односно по принуден прекин на работа на нуклеарната централа.

Електричната енергија при краткотраен прекин на работата може да се компензира со директно искористување на енергијата при запирање на турбоагрегатот и електромоторите (работат како замавник).



Сл. 4.24. Шематски приказ на резервните извори на енергија кај нуклеарните центри

Топлинската енергија може да се компензира со директно искористување на акумулираната кинетичка енергија во ладилниот медиум или со искористување на способноста на ладилниот медиум и други медиуми да акумулираат топлинска енергија. [88-92]

10.4.3. Запирање и повторно оптоварување на нуклеарните центри

Запирање на нуклеарната централа се изведува како:

- Планско запирање:
 - плански ремонт (поправки кои не можат да се извршат кога централата е во погон),
 - промена на гориво (кај централите се кампањска промена на горивото),
- Принудно запирање поради неправилности во:
 - уредите и постројките,
 - електричната мрежа.

Планското запирање се реализира според однапред подготвена програма за извршување на планскиот ремонт на централата. При појава на неправилности во одредени системи, односно при вклучување на заштитната сигнализација, треба брзо да се реагира и да се запре централата за да се избегне хаварија. Причините за вклучување на заштитната сигнализација и спречување на хаварија се многу брзи и непредвидливи, а најчесто поврзани со брзо намалување на параметрите и наголемување на напрегањето на одредени системи. Поради тоа, системот за регулација треба да е така конструиран што во сите случаи да овозможи постепенa регулација и стабилизирање на системот. [88-92]

При повторно оптоварување на нуклеарната централа, потребно е во работна состојба да се помошните постројки, кои обезбедуваат сигурна работа на главните постројки, при намалени параметри. Типичен пример на помошни уреди се циркулационите пумпи на примарниот круг, сепараторите на пара и редукционите станици на секундарниот круг. Во круговите кои работат со течни медиуми, при намалување на притисокот може да се појави десорпција на гасовите, доколку медиумите не се потполно дегазирани. За да се отстранат неправилностите во циркулацијата, потребно е придржување кон прописите за максималната брзина на пад на притисокот.

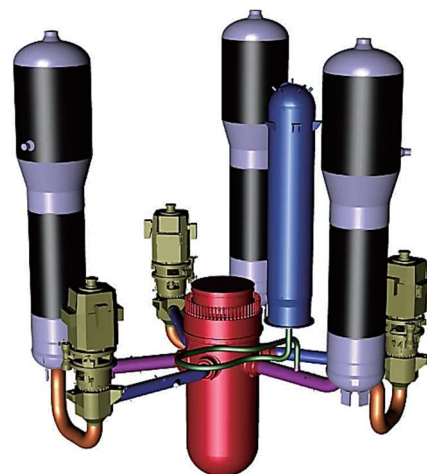
10.4.4. Подладување на реакторот

Горивните елементи во реакторот развиваат топлинска енергија релативно долг период по запирањето на реакторот. Заостанатата моќ на реакторот експоненцијално се намалува со тек на времето, а нејзината почетна вредност кај секој горивен елемент зависи од тоа колку долго и со која моќ тој работел пред запирање на реакторот. За таа цел, активната зона на реакторот мора да биде постојано ладена и по запирањето на реакторот. Во случај да се прекине ладењето по запирање на реакторот, за многу кратко време (неколку минути) може да се распадат горивните елементи. Режимот на подладување мора да се изведува со принудна циркулација при намален проток на ладилно средство со интензитет кој одговара на заостанатата моќ на активната зона.

Подладувањето се изведува со:

- одржување во погон на еден главен циркулационен круг или
- пуштање во погон на помошните циркулациони пумпи.

Режимот на подладување на реакторот се смета за погонски режим на централата и секогаш постои можност и од негов дефект. Во случај на откажување на принудната циркулација на ладилното средство се применува природна циркулација на ладилното средство во примарниот круг, што претс-тавува хавариско решение. Главната постројка, шемата на кругот и диспозицијата мора да бидат така решени да овозможат природна циркулација. Системот за ладење со природна циркулација мора теоретски и експериментално да се провери при мали брзини на струење. Затоа што постигнатиот пад на притисок е многу мал, реализацијата на природната циркулација кај некои постројки се изведува одоколу (by pass) со примена на автоматски управувана арматура. [88-92]



10.4.5. Систем за регулација на реакторот

Во наредниот текст е прикажан системот за регулација кај реакторите Candu 6. Овој систем се користи за регулација на моќта на реакторот, која може да варира во зависност од побарувачката на електрична енергија.

Системот за регулација има три главни функции:

- мониторинг и контрола на максималната моќ на реакторот,
- мониторинг и контрола на големината на флуксот во реакторот,
- мониторинг на битните параметри и регулација (намалување) на моќта на реакторот.

Системот за регулација се контролира со компјутерска програма која добива податоци од мерните инструменти и според нив соодветно дејствува врз уредот за контрола на реактив-носта. Сите мерни и контролни уреди се сместени помеѓу горивните прачки, односно горивните канали (сл. 10.25).

Компјутерската програма е потребно да го обезбеди следното:

- мерење и калибрација на моќта на реакторот,
- регулација на моќта според соодветна рутина,
- контрола на реактивноста и флуксот,

Инструментите за регулација на реакторот, содржат:

- систем со јонска комора,
- детектори за моќ и флукс на јадрото на реакторт,
- инструменти за термичка моќ,

Системот на мерење е дизајниран за мерење на флуксот на неутрони во реакторот при различно ниво на работа на реакторот. Измерените вредности директно влијаат врз системот за регулација и сигурносните системи на реакторот.

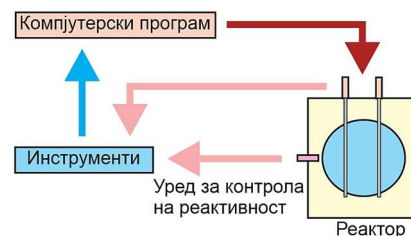
Инструментите служат за мерење на флуксот на неутрони во реакторот, но и за други информации кои се случуваат во јадрото на реакторот. Овие информации се влезни податоци за системот на регулација на реакторот, односно за регулација во текот на работата, запирање и промена на моќта (маневрирање) во текот на работата на реакторот.

За глобална и парцијална контрола на радиоактивноста се применуваат:

- апсорбери за контрола со обична вода,
- механички апсорбери за контрола,
- дотерувачи,
- примена на отров и негово вметнување во модераторот.

Зонските контролни системи ја одржуваат реактивноста на реакторот на одредено ниво во зависност од потребната моќ на реакторот. Доколку, зонските контролни системи не реагираат се вклучуваат други системи за контрола на реактивноста. Позитвната радиоактивност се регулира со дотерувачите, а негативната со механичките апсорбери за контрола или со вметнување отров (придушувач) во модераторот.

Апсорберот за контрола со обична вода е апсорбер на неутрони (отров) во тешководниот (средство за ладење и модератор) реактор Candu. Тој врши краткотрајна контрола на



Сл. 10.25. Шематски приказ на регулација кај реакторите

реактивноста на реакторот. Системот се состои од шест цилиндрични вертикално поставени уреди, вметнати во јадрото на реакторот. Флуксот (моќта) во секоја зона на реакторот се контролира со спуштање или подигање на овие уреди во реакторското јадро.

Четири механички апсорбери за контрола се поставени во реакторот. Овие апсорбери се спуштаат кон јадрото на реакторот, помеѓу горивните канали, под дејство на гравитација. Апсорберите, нормално се наоѓаат надвор од јадрото на реакторот, а се спуштаат кон него кога е потребно да се промени (намали) моќта на реакторот.

Дотерувачите се 21 цилиндрични апсорпциони прачки поставени вертикално помеѓу горивните канали и служат за регулација на флуксот, односно моќта на реакторот. Регулацијата на флуксот и реактивноста се изведува со нивно спуштање и подигање. Најчесто се изработуваат од не'рѓосувачки челик или кобалт (кобалт 60).

Вметнување и вадење на отров во модераторот е исто така начин на менување на радиоактивноста (моќта) на реакторот. Борон се користи при свежо наполнет реактор со гориво. Гадолиниумот претежно се користи за регулација во текот на работата на реакторот. Вметнувањето или вадењето на отров во модераторот е контролирано од страна на операторот и се применува само при одредени услови.

Регулацијата на моќ може да се изведе на бавен и брз начин со помош на системот за регулација кој е прикажан во понатамошниот текст во делот на системот за запирање на реакторот. [88-92]

10.5. Сигурносни системи кај реакторите

При работата на реакторите можат да се појават поголем број на несакани ефекти кои директно влијаат врз сигурната работа на целата постројка. За таа цел реакторите се снабдени со повеќе независни сигурносни системи за:

- запирање на реакторот (брзо запирање на реакторот),
- ладење на реакторското јадро (исполнување на горивните канали со средство за ладење за одземање на вишокот на топлина од горивото),
- заштита на околината од радиоактивност на реакторот,

Помошни системи на сигурносните системи кај реакторите се системите за:

- снабдување со електрична енергија (алтернативен извор на електрична енергија),
- снабдување со вода за ладење на реакторот.



10.5.1. Сигурносен систем за запирање на реакторот

Сигурносниот систем за запирање на реакторот е во состојба да го запре реакторот при која било хавариска ситуација. Сигурносниот систем за запирање на реакторот реагира при промена на работните параметри на реакторот, односно при следните појави:

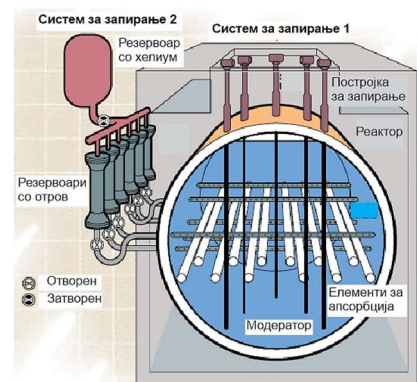
- висока неутронска моќ,
- мал проток на ладилно средство,
- наголемување на притисокот на парата кон турбината,
- наголемување на притисокот во зградата на реакторот,
- намалување на протокот на пара кон турбината,
- намалување на нивото на притисок,
- висока температура на модераторот.

Сигурносниот систем за запирање на реакторот се состои од два потполно независни системи. [88-92]

Првиот систем е примарен метод за брзо запирање на реакторот при неприфатлива промена на параметрите. Системот работи на принцип на деенергирање на реакторот со активирање/спуштање на постројката за запирање, односно елементите за апсорпција (прачките за запирање), помеѓу горивните канали во модераторот. Секоја прачка за запирање

обезбедува иницијална акцелерација која директно влијае на промената на параметрите на реакторот (сл. 10.26).

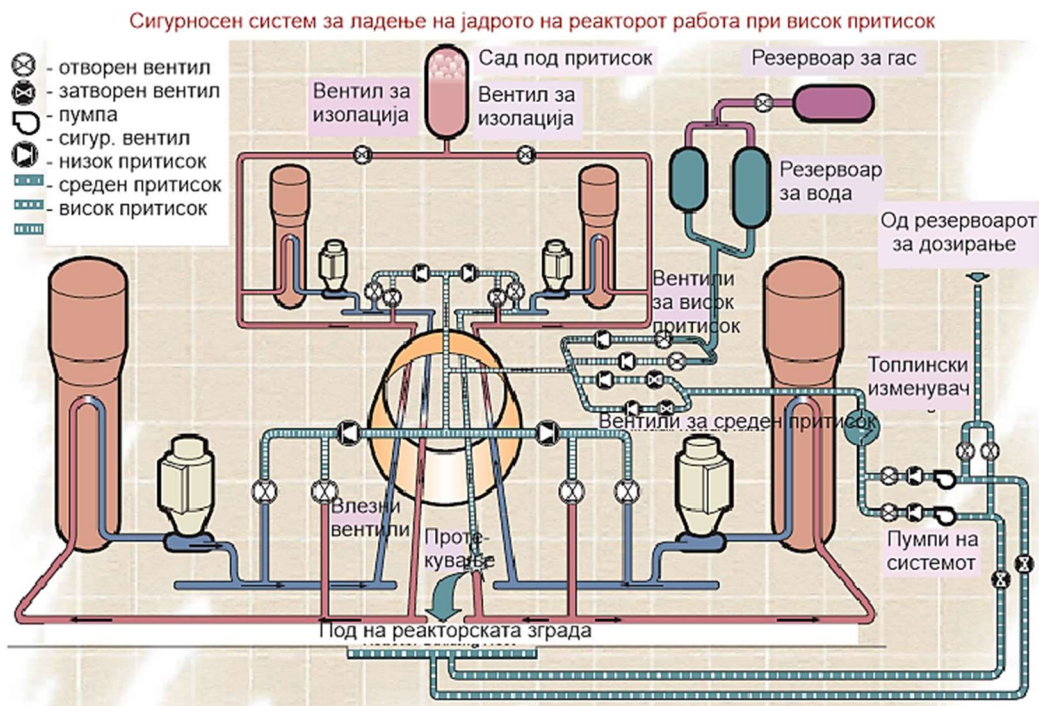
Вториот систем за брзо запирање на реакторот е со впрскување отров (концентриран гадолиниум нитрат) во модераторот, преку хоризонтални цевки и млазници поставени на цевките, помеѓу горивните канали поставени во каландријата на реакторот. Кај реакторите Candu 6 постојат шест резервоари со отров. Отровот се впрскува со помош на хелиум под висок притисок, сместен во резервоарот за хелиум. Зафатениот отров со помош на хелиумот, преку хоризонталните цевки се впрскува во модераторот (сл. 10.26).



Сл. 10.26. Систем за запирање на реактор Candu 6

10.5.2. Сигурносен систем за ладење на реакторското јадро

Сигурносниот систем за ладење на реакторското јадро обезбедува обична вода за компензација на загубите од тешка вода која се користи како средство за ладење. Рециркулационата смеса за ладење составена од тешка и обична вода се собира на подот од реакторската зграда и реакторските загревачи (сл. 10.27). [54-56]



Сл. 10.27. Сигурносен систем за ладење на реакторското јадро

Кај реакторите Candu овој систем работи на три нивоа: со висок, среден и низок притисок. Системот е така подесен што при хавариска ситуација, при пад на притисокот на 5,5 МРа, се затвораат двата топлински кругови.

Работа при висок притисок – по иницијализација на сигналот се изолираат двата топлински кругови, се пропушта гас и под висок притисок во топлинскиот круг се впрскува смеса на H_2O/D_2O , со што значително се ладат генераторите на пара. Потоа се отвораат сигурносните вентили на генераторите на пара. Заштитното ладилно средство (обична вода) од резервоарите за вода се впрскува во топлинските кругови, кога притисокот во нив ќе се намали под притисокот на впрскување од 4,14 МРа. Периодот на впрскување трае околу 10 s. Резервоарите со вода се празнат за 2,5 min. Процесот се изведува потполно автоматски. Кога нивото на вода во резервоарите ќе падне под минималното дозволено ниво, впрскувањето автоматски се прекинува.

Работа при среден притисок – Вода со среден притисок со пумпа се дозира од резервоарот до топлинскиот круг. Вентилите за дозирање на водата се отвораат под дејство на инициран сигнал. Операцијата на дозирање на вода од резервоарите трае 13 min. За циркулација на ладилно средство се користат две пумпи со максимален капацитет за задоволување на потребите на вода. Пумпите се од висока сигурносна и енергетска класа.

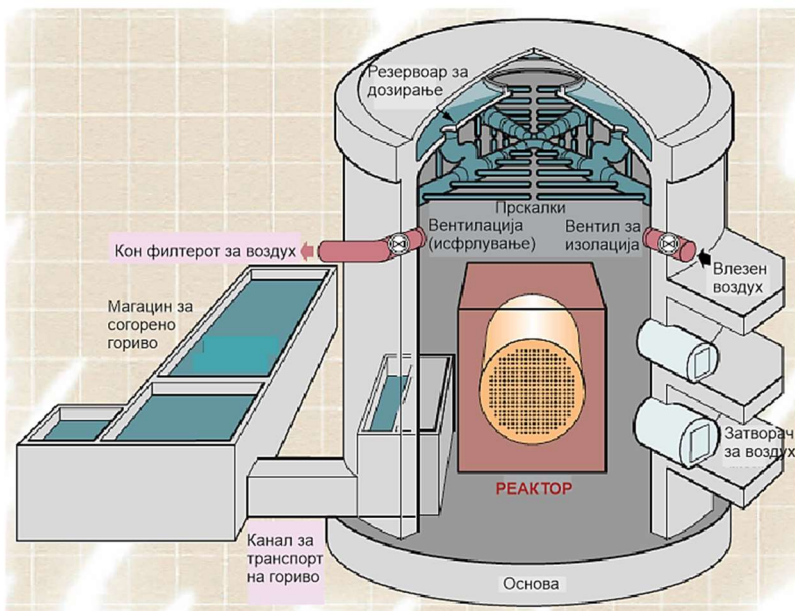
Работа при низок притисок – Резервоарите за дозирање и вентилите помеѓу подот на реакторската зграда и пумпите, се отворени. Водата се собира во долниот дел на реакторот и се враќа во топлинскиот круг преку ладилниците (топлински изменувачи). Со тоа се постигнува долготрајно ладење. Ладилникот ја одржува температурата на водата околу 49 °C. Температурата на водата (D_2O и H_2O) пред пумпите изнесува 66 °C.

10.5.3. Сигурносен систем за заштита на околината од радиоактивност на реакторот

Целта на овој систем е обезбедување на херметична зона околу реакторот. За заштита од радиоактивност на реакторот постојат поголем број системи (сл. 10.28): [88-92]

- бетонска заштитна купола,
- автоматски систем на дозирање,
- ладилници на воздух,
- филтриран излез на воздухот,
- затвораачи на излезниот воздух,
- автоматски систем за изолација.

При поголеми пропуштања на топлинскиот круг, притисокот во реакторската зграда може да порасне на 3,5 kPa, при кој се активира системот за заштита од радиоактивност. Системот за дозирање автоматски се пушта во работа при наголемување на притисокот на 14 kPa, а се запира при пад на притисокот на 7 kPa. Работата на системот зависи од големината на пропуштањето.



Сл. 10.28. Сигурносен систем за заштита на околината од радиоактивност на реакторот

Кондензацијата по сидовите на реакторската зграда и соодветната работа на ладилниците за воздух го редуцираат притисокот од 7 kPa на атмосферски притисок. Сушачите за воздух ја зголемуваат неговата температура на 16 °C. Тоа предизвикува потреба од свеж воздух кој се доведува преку сушачите во реакторската зграда. Исфрлениот воздух од реакторската зграда претходно се филтрира во филтерите за воздух, затоа што може да содржи радиоактивни честички, а прочистен се исфрла во околината. При мали протекувања на топлинскиот круг може да се одржува атмосферски притисок.

При појава на гама активност во системот за вентилација се иницира сигнал кој ги затвора вентилите за излез на воздухот. Во просторот на полнење со гориво, поради оштетување на некој горивен елемент, може да се појави радиоактивност. Во тој случај веднаш се активира системот за изолација (заштита од радиоактивност). Загадениот воздух пред неговото исфрлање се филтрира.

10.6. Одржување на постројките кај нуклеарните центри

10.6.1. Претпоставени дефекти и начини за нивно елиминирање при проектирањето

Дефектите при погон на нуклеарните центри можат да се поделат во две главни групи:

- дефекти кои предизвикуваат хавариско запирање,
- дефекти кои не предизвикуваат хавариско запирање, односно во случаи кога може да се одржи нуклеарната централа во погон или е потребно нејзино запирање со помош на системите за регулација.

Дефектите кои предизвикуваат хавариско запирање може да се поделат на дефекти кои:

- е можно да се елиминираат во краток период, без концентрација на отровни продукти во реакторот и негово непречено повторно вклучување,
- не е можно да се отстранат во краток период и не е можно повторно пуштање на реакторот сè додека реакторот не ја надмине состојбата на „јодна дупка“. Тој период редовно изнесува десетина часови.

Основни показатели за запирање на нуклеарната централа се:

- недозволен промени на притисокот на средството за ладење во примарниот круг,
- недозволен промени на температурата на средството за ладење во примарниот круг,
- недозволен промени на неутронската моќ на реакторот (брзината на оваа промена),
- појава на радиоактивни продукти во средството за ладење,
- прекумерни загуби на средството за ладење и модераторот (протекување во генераторите на пара, во тешководните кругови и др.),
- недозволена промена на параметрите на парата пред турбината,
- недозволена влошување на вакуумот во кондензаторот,
- недозволен пад на протокот во некои кругови (испад на главните циркулациони пумпи и др.),



- вклучување на заштитата на одредени главни постројки (подмачкување, деформации, загревање на лежишта и др.).

За намалување и елиминирање на дефектите потребно е благовремено да се дејствува. Превенцијата кон појавата на дефекти се постигнува со:

- подобра контрола при производството и монтажата на постројките,
- соодветни контроли на постројките во погон,
- придржување кон прописите и упатствата при експлоатација и одржување.

Проектантот на централата како погонска целина, мора да ги претпостави евентуалните дефекти на одредени уреди и постројки и потребно е да ги вгради при формирањето на концепциската целина на проектот. При појава на евентуален дефект на одредена постројка мора да постои пристап кон постројката за нејзино одржување. Затоа, нуклеарните центри покрај соодветна градежна конструкција, содржат и мокни системи за вентилација, дозиметриски системи за биолошка контрола на средината и постројки за деконтаминација. [88-92]

10.6.2. Активност и контаминација

Под **активност** се подразбира процес при кој одредени постројки или медиуми стануваат извори на радиоактивно зрачење. Оваа таканаречена секундарна активност се појавува во нуклеарните центри како последица на дејството на неутронското зрачење врз постројките или медиумите. Извори на активност можат да бидат само внатрешните делови на реакторот или согорени горивни елементи, кои се изложени на неутронски проток во близина на реакторот. Работните медиуми кои протекуваат преку реакторот или во негова близина, како и микроскопските честички на прашина во воздухот, можат да бидат извори на неутронско зрачење. Степенот на активноста зависи од дозата на изложеност на неутронско зрачење и од изотопскиот состав на материјалот на постројката или работниот медиум.

Контаминацијата претставува загадување на внатрешните или надворешните површини на технолошките постројки или згради со честици кои се носители на активност (корозивни продукти, прашина, наслаги на соли и оксиди). Овие честички можат да се сретнат во работните медиуми кои струјат низ реакторот и неговите помошни кругови, како и во воздухот во просториите во кои се наоѓа постројката која работи со активни медиуми.



Постапката со која постројките и работните медиуми се пречистуваат од активност се нарекуваат деактивност. Кога се работи за деактивност на постројка изложена на неутронски проток, која станала активна, не постои друга можност освен да се чека нејзината активност самovolно со распаѓање да се намали на прифатливо ниво. [88-92]

Кај работните медиуми во течна или гасна состојба постојат одредени можности за намалување на активността:

- пречистување на медиумот на принципот на измена на јони,
- механичка филтрација,
- дестилација.

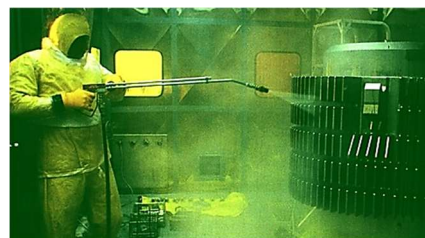
10.6.3. Деконтаминација и одржување на постројките од примарниот круг

Пред одржување на технолошките постројки кои се сместени во нечистата зона на нуклеарната централа, секогаш се испуштаат работни медиуми и се прави деконтаминација. Деконтаминацијата се состои од внатрешно и надворешно промивање на уредите и постројките со средства за деконтаминација.

Средствата за деконтаминација може да бидат:

- механички (проток на вода),
- хемиски (деградација на талозите со киселини или бази),

Честопати се комбинираат и двете средства за деконтаминација. Хемиските средства за деконтаминација се применуваат тогаш кога протокот на вода не е доволен за отстранување на цврсто залепените или хемиски врзаните честички на површините. Комбинацијата на киселини и бази се применува за неутрализација на хемиската агресивност на средството за деконтаминација врз челичните делови. За намалување на корозијата на некои средства за деконтаминација се додаваат инхибитори. Тоа значи дека изборот на средството за деконтаминација зависи од хемискиот состав на наслагите и од материјалот од кој е изработена постројката. Најчесто како средства за деконтаминација се користат: лимонска киселина, азотна киселина, натриум хидрооксид, калиум хидрооксид, разни органски растворувачи и вода. За подобрување на способноста за деконтаминација овие соединенија се загреваат. [88-92]



Деконтаминацијата на внатрешните површини може да биде изведена на два начина:

- средството за деконтаминација циркулира низ постројката, а по употреба се исфрла во системот за радиоактивни води,
- постројката постојано се полни и се празни со средство за деконтаминација.

За подобрување на ефикасноста на вториот начин на деконтаминација во средството за деконтаминација се пропушта воздух или пара. Постројката за деконтаминација може да биде стабилна и мобилна (преносна). За мали делови кои можат без проблем да се транспортираат, поволно е во централата да се направи едно централно место за деконтаминација (кади и боксови загревани со пара и соодветно вентилирани со воздух под притисок).

Деконтаминацијата на надворешните површини може да биде изведена со:

- црева за прскање,
- тушеви,
- тампони натопени во растворувачи.

Најприменуван начин на надворешна деконтаминација е со натопени тампони. Со тампоните се деконтаминираат и површините на просториите.

Одржувањето на примарниот круг во зависност од видот на дефектот и видот на постројката може да се изведува:

- за време на експлоатација на централата,
- при стоење (по запирање) на централата.

При експлоатација на централата се врши одржување во блоковите или јазлите кои можат со помош на арматурата да се одвојат од другите делови на централата.

При стоење на централата при плански или неплански ремонт, одржувањето се изведува слично како кај конвенционалните термоцентрали, а се разликува во тоа што се контролира радиоактивниот замор на демонтираната постројка и активноста на просторот во кој се изведува одржувањето. При секое одржување кога централата е во погон, секогаш се изведува соодветна дозиметриска контрола. За да се намали опасноста од контаминација на персоналот, потребно е да се искористат сите можности за негова заштита, како:

- дополнително преградување,
- примена на лични заштитни средства,
- специјална обука на персоналот,
- менување на персоналот на одреден период и др.



10.7. Влијание на околината при експлоатација на нуклеарните центри

Постојаниот развој на индустријата бара да се води се поголема грижа за загадувањето на околината со хемиски и механички штетни материи, топлина и радиоактивност. Централизираното производство на енергија е еден од методите за намалување на загадувањето на околината.

Нуклеарните центри се топлински загадувачи на околината. Радиоактивното загадување кое се појавува при нормален погон на нуклеарните центри е занемарливо мало и битно не влијае врз околината. Тоа значи дека нуклеарните центри ја загадуваат околината помалку од конвенционалните центри (таб. 10.2 и 10.3). [88-92]

Таб. 10.2. Влијание на термоцентралите врз околината:

Тип термоцентра				Причина за влијание врз околината	Вид на загадување на околината			
I	II	III	IV		A	B	B	Г
1	1	-	-	Потрошувачка на O ₂	1	-	-	-
2	2	-	-	Емисија на CO ₂	2	1	-	-
2	2	-	-	Емисија на SO ₂ , NO _x	1	2	1	-
2	1	-	-	Емисија на цврсти честички	2	2	-	2
1	1	-	-	Протекување на масло и др.	1	1	-	1
1	-	x	?	Радиоактивност	-	1	-	-
2	2	2	1	Емисија на топлина	1	2	-	2
1	1	1	1	Зафатено земјиште	-	-	-	1
				I – Конвенционална ТЕЦ на јаглен II – Конвенционална ТЕЦ на мазут III – Нуклеарна централа IV – Термонуклеарна централа	A – Клима B – Живи организми B – Предмети Г – Природа			
				1 – Мало влијание 2 – Акутно влијание, тешко за регулација x – Влијание при хаварија од 2 степен				

Таб. 10.3. Годишни дози на 1 жител од нуклеарна централа со моќ од 1000 MWe:

mSv/god		Нуклеарна централа	Круг со намалена густина на населеност (8 km)	Главен популационен периметар (40 km)
Препорачани вредности	Воздух и вода	5,0	1,7	1,7
	Природа	1,3	1,3	1,3
	Вкупно	6,3	3,0	3,0
Вистински вредности	Воздух	0,06	0	0
	Вода	0,44	0,02	0,02
	Природа	1,3	1,3	1,3
	Вкупно	1,8	1,32	1,32

За постигнување мали вредности на радиоактивното влијание на нуклеарните центри врз околината, потребно е да бидат реализирани неколку соодветни чекори за заштита. Благодарение на квадратното намалување на интензитетот на радиоактивност и големиот број на препреки, не може да се зборува за загадување на околината од нуклеарните центри. Сепак, како резултат на работата на нуклеарните центри се појавува нуклеарен отпад, кој е извор на јонизирано зрачење.

Во нуклеарната централа или во постројката за преработка на нуклеарен отпад од технички причини не е можно чување на сите формирани радиоактивни отпади и затоа во пракса со отпадите се постапува на следните начини:

- се разредуваат во соодветен однос, а во контролирани количини и соодветно разредени се испуштаат слободно во околината
- се згуснуваат и долгорочно под надзор се складираат во посебни складишта.

Периодот на полураспаѓање на радиоактивниот отпад во многу случаи е долг и токму затоа сигурната и економски оправданата елиминација на радиоактивниот отпад е едно од најбитните прашања кое се поставува при вклучување на нуклеарната енергетика во енергетиката на една земја.

10.7.1. Исфрлање радиоактивен отпад во околината

Техничките и експлоатационите карактеристики на нуклеарните центри се такви што тие бараат употреба на вода и воздух. Овие елементи се најбитни компоненти на животната средина. Постројките во нуклеарната централа не можат во потполност да се затнати и затворени, затоа водата и воздухот можат да станат активни, односно да се помешаат со носителите на радиоактивност. Честопати не е можно апсолутно одвојување на носителите на радиоактивност од основните работни медиуми и не останува ништо друго освен тие да се испуштаат во околината со отпадната вода и воздухот, но во поприфатливи концентрации. Прифатлив низок степен на концентрација на радиоактивните штетни отпадни материји се постигнува со разредување на отпадната вода и воздух. Мора да се напомене дека, тоа може да се примени по исцрпување на сите можности за одвојување на водата и воздухот од носителите на радиоактивност (таб. 10.4).



Таб. 10.4. Радиоактивен отпад од нуклеарните центри:

Течен отпад		
Тип на реактор	Вид на радиоактивен изотоп	Испуштена (исфрлена) концентрација Bq/dm ³
PWR BWR	Co-58, Co-60	$3,7 \cdot 10^{-10}$
	Sr-89	$3,7 \cdot 10^{-11}$
	Sr-90	$3,7 \cdot 10^{-10}$
	I-131	$3,7 \cdot 10^{-11}$
	Cs-134, Cs-137	$5,5 \cdot 10^{-10}$
	H-3	$7,4 \cdot 10^{-10}$
Гасен отпад		
Тип на реактор	Xe-133 Bq/kWh	Kr-85 Bq/kWh
BWR	$2,8 \cdot 10^5$	$2,8 \cdot 10^4$
PWR	$8,1 \cdot 10^4$	$3,7 \cdot 10^4$
HTGR	$1,3 \cdot 10^4$	$0,1 \cdot 10^4$
LMFBR	$4,0 \cdot 10^4$	$0,7 \cdot 10^4$

Концентрацијата на штетни материи се мери:

- на прагот на нуклеарната централа,
- на излезот од оџакот,
- во цевките за канализација.

Максималните дозволените концентрации (МДК) на радиоактивни материи (МДК за секој изотоп) во воздухот и водата се дадени во важечките прописи за МДК на штетни материи на секоја земја.

Концентрацијата на радиоактивни материи систематски се мери и во околината на нуклеарната централа. Надворешната служба за дозиметрија е опремена со автоматски станици за регистрирање и определување на радиоактивен отпад, волуменот на радиоактивни гасови и аеросоли во воздухот и радиоактивност на водата во околината. За исти цели може да се користи и мобилна станица со помош на која може да се земаат примероци од почвата, растенијата и животните во околината на нуклеарната централа. На земените примероци потоа се вршат соодветни лабораториски испитувања за определување на присуството на радиоактивни изотопи.

Мерењата се спроведуваат долгорочно, а отпочнуваат во одреден период пред пуштање на нуклеарната централа во погон. Во постојан контакт со службата за дозиметрија е и метеоролошката служба. Постојат периоди кога нема ветар или инверзија во кои мора да се ограничи исфрлањето на гасен радиоактивен отпад. Во тие периоди и високиот оџак не е доволен за разредување на овие штетни материи. При некои технички операции во нуклеарната централа многу е потребно да се знаат метеоролошките услови во тој период, затоа што се очекуваат зголемени емисии на штетни материи од вообичаените. [88-92]

10.7.2. Складирање радиоактивен отпад

Цврстиот радиоактивен отпад во нуклеарните центри се појавува во количини околу $10 \text{ m}^3/\text{TWh}$.

Тој отпад се состои од:

- влошки од филтри,
- филтрирачки материјали при работа на примарното средство за ладење, евентуално течниот модератор,
- согорени горивни прачки,
- оштетени делови од примарниот круг и др.

Овој отпад доколку е можно се деконтаминира, волуменски се редуцира со пресување или согорување и во контејнери се транспортира до складиштето на цврст отпад.

Течниот радиоактивен отпад во нуклеарните центри се појавува во големи количини $10^3 \text{ m}^3/\text{TWh}$.

Тој отпад се состои од:

- вода за промивање при деконтаминација на постројките и просториите,
- отпадни води за промивање,
- течни концентрати добиени при работа на примарното ладилно средство,
- контролирано протекување на течности од примарниот круг и др.

Измерената активност на овие материи е толку висока што не е можно нивно испуштање во водотеците, па дури и по нивното разредување со разредувачи. Затоа течниот отпад се згуснува со седиментација, згрутчување, измена на јони и испарување, а после тоа долгорочно се складира во складиштето на течен отпад. Иако се спроведува волуменска редукција на течниот отпад, количините се сепак големи.

Складирањето на течниот радиоактивен отпад е комплицирано и несигурно. Во некои случаи овој отпад може да се складира при поволни геолошки услови во напуштени рудници на сол. Исфрлање на контејнери со течен радиоактивен отпад во големи водени површини (море, океан) е многу неповолно, но сепак и денес се користи. Високорадиоактивните течни отпади прво се ослободуваат од количината на вода и после тоа се врзуваат со некоја цврста материја како: бетон, асфалт, стакло и др. (таб. 10.5). Вака стврднатиот високорадиоактивен отпад долготрајно се складира во посебни згради, земја, рудници на сол или се исфрла во море. За долготрајно складирање на високорадиоактивен отпад и денес не постои задоволувачко решение.



Таб. 10.5. Начини на волуменска редукција на течен радиоактивен отпад:

Технолошки начин	Подобност при активност на отпадот	Степен на деконтаминација	Степен на волуменска редукција
Седиментација, згрутчување	мала	10^3+10^3	мал
Измена на јони	мала, средна	10^2+10^4	мал
Испарување	мала, средна, висока	10^3+10^{12}	50+100
Фиксирање во бетон	мала, средна,	мал	1,5
Калцинација	средна, висока	10^4+10^8	50+100
Фиксирање во стакло	висока	10^8	350
Фиксирање во сол	средна, висока	500	2+3
Фиксирање во асфалт	мала, средна,	10^4	2000

Согорените горивни елементи хемиски не се преработуваат. Нивното складирање во нуклеарната централа е на период од 3 години. За таа цел се јавува потреба од изградба на регионални складишта. Со тоа само се одложува потребата од решавање на крајното складирање на високорадиоактивен отпад кој се појавува при работа на овие постројки.

Според интензитетот и периодот на радијација радиоактивниот отпад може да се подели на:

- нискоактивен
- средноактивен
- високоактивен

Нискоактивниот отпад зафаќа 90 % од вкупното производство на радиоактивен отпад. Тоа се претежно контаминирани остатоци добиени при работа на радиоактивните постројки, како метали, хартиени и пластични пакувања, алати, заштитни одеа и др. Овие материјали содржат релативно мала количина на радиоактивни нуклеиди и поради тоа не е потребна нивна посебна обработка (ладење), а складирањето може да е во површински складишта.

Средноактивниот отпад е отпад кој не спаѓа во категоријата на нискоактивен отпад, а истовремено нема потреба од негов специјален третман како високоактивниот отпад. При манипулацијата со овој вид отпад потребно е негово ладење, но ослободената топлина е релативно мала. Во овој отпад спаѓаат пред сè сервисаните материјали, како: навлаките за гориво, конструктивните материјали од горивните системи, нечистотии во форма на талози, исполната на колоните од хемиската подготовка на разладното средство и модераторот и уредите за подготовка на искористеното гориво. Некои од овие материјали се складираат во длабински геолошки складишта, а за останатите материјали може да се користи складирање во складишта од површински тип.

Високоактивниот отпад ослободува значителна количина на топлина и затоа мора да се лади. Повеќе од 90 % од овој отпад отпаѓа на согорените горивни елементи. Високоактив-

ните супстанции претежно се наоѓаат во течна состојба и се одлагаат во стаклена матрица при процесот на витрификација. Главната опасност на овие отпади е високата концентрација на радиоактивни и екстремно долготрајни радионуклеиди, со период на полураспаѓање од сто илјади и повеќе години. Посебно опасен е периодот во првите 300 години. [88-92]

Од вкупното производство на радиоактивен отпад, на високоактивен отпад отпаѓа релативно мал процент, околу 1 %, но овој отпад зафаќа 99 % од вкупната активност. Затоа што периодот на полураспаѓање на високоактивниот отпад е долг, потребно е негово длабинско геолошко складирање на подолг период.

При почетната фаза на горивниот циклус, односно подготовката на ураниумовата руда, збогатувањето на горивото и производството на горивни елементи, може да се каже дека е постигнато техничко совршенство и безбедност. Тоа не може да се констатира за завршната фаза на горивниот циклус, односно за преработката на горивото и складирањето на соодветниот отпад. Главна карактеристика на преработката е намалување на волуменот на отпадот, постигнување на стабилна форма на радиоактивните нуклеиди и пакување во соодветни пакувања со цел ограничување од евентуалното истекување на овие супстанции во околината.

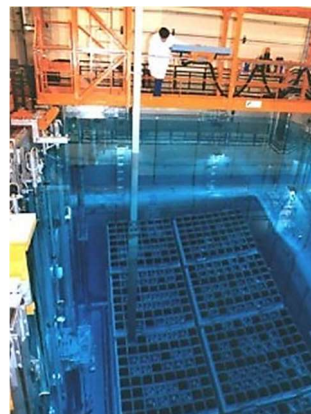
Следната можна постапка при преработка на нуклеарниот отпад е негова преработка со цел повторно искористување. За жал, и покрај денешниот степен на технолошки развој се покажува дека цената на регенерирањето ураниум и добиениот плутониум не ги покриваат трошоците за преработка. Затоа, оваа преработка на високоактивен отпад можат да си ја дозволат само високоразвиените земји (Франција, Велика Британија, САД и Русија). На тој начин, од 1 t на согорено гориво се добиваат само 115 l на високоактивен отпад, кој понатаму се преработува со витрификација. Целиот циклус (пат) на гориво е прикажан на [сл. 10.29](#).

Првата постројка за витрификација на отпадот била направена во Марсеј, Франција во 1978 год. Потоа, оваа технологија се развивала и во други земји како: Челјабинск, Русија (1987); Виндскејл, В. Британија (1990) и др.

Согореното гориво извадено од активната зона на реакторот веднаш не се преработува. Мора да биде складирано во период од (1+3) години и ладено во специјални резервоари, заради распаѓање на некои краткорочни и среднорочни изотопи за да се намали вкупната активност на горивото и топлинската моќ добиена при реакцијата на фисија. Резервоарите за складирање кои денес се користат се исполнети со вода. Водата ја намалува радиоактивната радијација и е добро

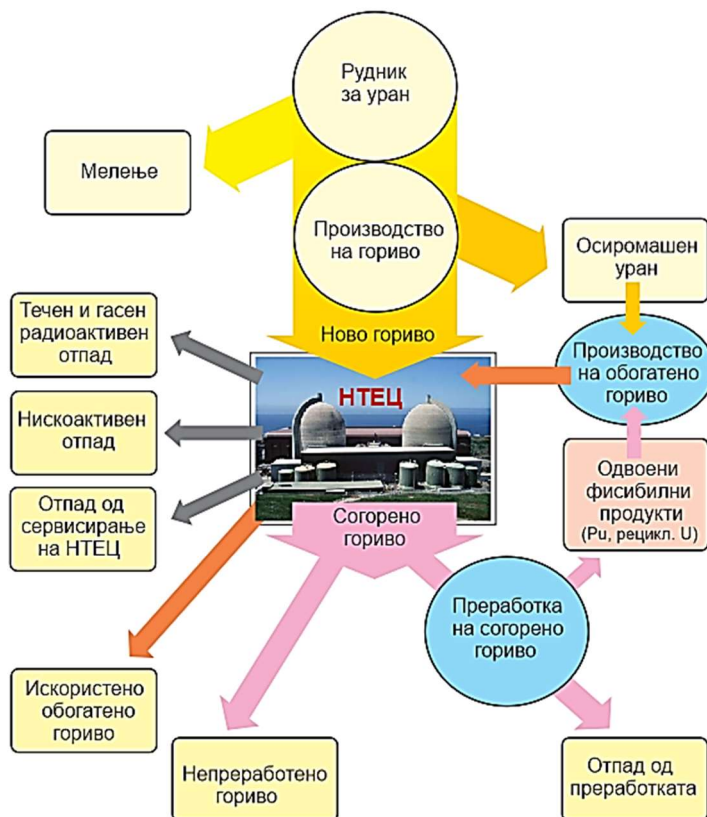


НТЕЦ Кршко



Сл. 10.30. Базени за потрошено нуклеарно гориво

ладилно средство, лесно е достапна, лесна е за обработка и е провидна што ја олеснува манипулацијата со горивото (сл.10.30). [15]



Сл. 10.29. Циклус на горивото

По тригодишното складирање горивните елементи траба да се однесат на крајна преработка, но честопати поради недостаток на капацитети и поради понапред споменатите економски проблеми, прво се сместуваат во меѓускладишта. Во меѓускладиштата се случува понатамошно намалување на радиоактивноста и постепено ладење. Меѓускладиштата може да се поделат според:

- местоположбата и
- типот

Меѓускладиштето може да биде сместено во ареалот на нуклеарната централа или на друго место во својство на централно меѓускладиште за сите нуклеарни централи во земјата.

Според типот на меѓускладиштето се разликуваат мокри и суви меѓускладишта. Мокрите складишта се базени наполнети со вода. Оваа метода не е многу економски оправдана и манипулацијата со отпадот е отежната. Кај сувата метода манипулацијата со материјалот е многу поедноставна. Ова технологија денес многу е развиена и се користи за складирање на сите видови горивни елементи. Горивните елементи се складираат во посебни контејнери (честопати мултифункционални контејнери) кои се подготвени за финално складирање. Ладењето се изведува со воздух.

Од меѓускладиштата или од постројките за преработка, отпадот се складира во финални складишта. [88-92]

Складирање на ниско и средноактивни отпади: Овие отпади не се толку опасни како согореното гориво и затоа не е потребно нивно складирање во длабочински складишта или користење сложени начини за нивно уништување. Овие складишта можат да се поделат на:

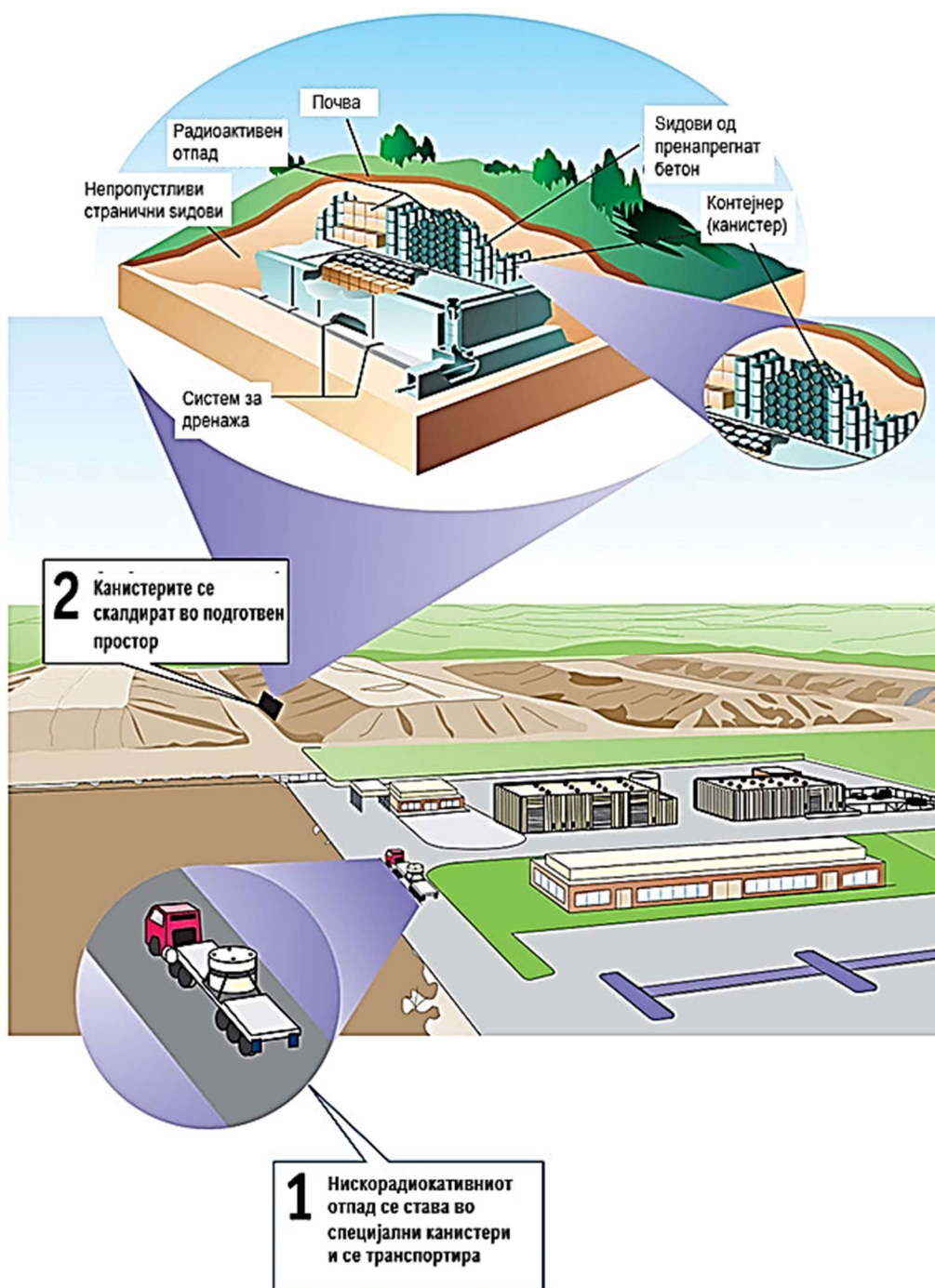
- институционални складишта и
- складишта наменети за отпад од нуклеарните центри

Во институционалните складишта се складира отпад добиен од експериментални постројки, постројки во здравството, земјоделски и прехранбени производни капацитети. Пред сè, на отпадот му се намалува волуменот и се пакува во безбедно пакување. Фиксацијата на отпадот се изведува со цементирање во буриња од 500 l. На тој начин подготвен отпадот се складира во површински или подземни складишта, кои треба да се заштитени од природни и технолошки влијанија (корозија, топлински влијанија и др.). Заради краткотрајната активност овие складишта по полнењето се запечатуваат и во период од десетици години се надгледуваат. По тој период се претпоставува дека веќе не се опасни врз околината (сл. 10.31 и 10.32).

Складишта наменети за отпад од нуклеарните центри се наменети за овој тип отпад од нуклеарните центри. Начинот на подготовка на отпадот е сличен како кај институционалните складишта, односно доколку е можно се пресуваат, се цементираат и се пакуваат во буриња. Бурињата се поставуваат во складиштето, а меѓупросторот се исполнува со малтер.



Сл. 10.31. Складирање на нискорadioактивен отпад во буриња (контејнери, канистери)



Сл. 10.32. Складирање (одлагање) на нискорadioактивен отпад

Складирање на високо радиоактивен отпад:

Високо радиоактивниот отпад се складира во претходно подготвени длабочински подземни или подморски финални складишта (одлагалишта). [88-92]

Подморските складишта се градат во стабилни геолошки формации под морското дно. Отпадот релативно плитко се поставува во долните слоеви на консолидираните или неконсолидираните седименти. Оваа концепција има низа предности: не постојат подземни води, подобро разредување на радиоактивноста во случај на протекување, висок степен на заштита од непредвидливи ситуации. Недостатоци на оваа концепција се: сложен начин на градба на складиштата и политичко-социјални проблеми кои можат да настанат при користење меѓународните води.

Подземните складишта се технолошки поедноставни за градба. Овие складишта се поставуваат во длабочина на неоштетена геолошка формација. Тоа најчесто се солни и кристални формации (напуштени рудници за сол). Секоја формација има свои специфичности и затоа пред градбата на подземните складишта потребно е формирање од подземни лаборатории за испитување на формацијата (сл. 10.33 и 34).

Принципот на изолирање на отпадот во длабочинските складишта е врз основа на мултибарииерен систем. Целиот систем се состои од два основни дела:

- природна бариера (геолошка средина), која се избира во согласност на одредени државни барања и податоци (гранити, солни формации и др.),
- инженерска бариера, која се состои од контејнери и повеќеслојна бариера на база на бентонит.

Природната бариера треба да биде по можност изотропна и хомогена, надвор од тектонско подрачје и без пукнатини и дисконтинуитетни површини. Најголемо влијание врз оваа бариера има промената на оптоварувањето, подземните води и топлината. Затоа е потребно претходно детално испитување на почвата, односно испитување на промените на нарушување на масивот.

Инженерската бариера се состои прво од стаклени матрици во кои се става високоактивниот отпад и контејнери во кои се ставаат стаклените матрици. Овие почетни бариери имаат за цел да спречат протекување на радионуклеидите при манипулација со отпадот. Контејнерите се изработуваат од јаглородни или не'рѓосувачки челици, бакар или нивна комбинација, но може да се користи и титан или бетон. Контејнерите треба да го исполнат условот за антикорозивност. При евентуално оштетување на контејнерите, изолационата функција ја презема следната инженерска бариера (геотехничка бариера)



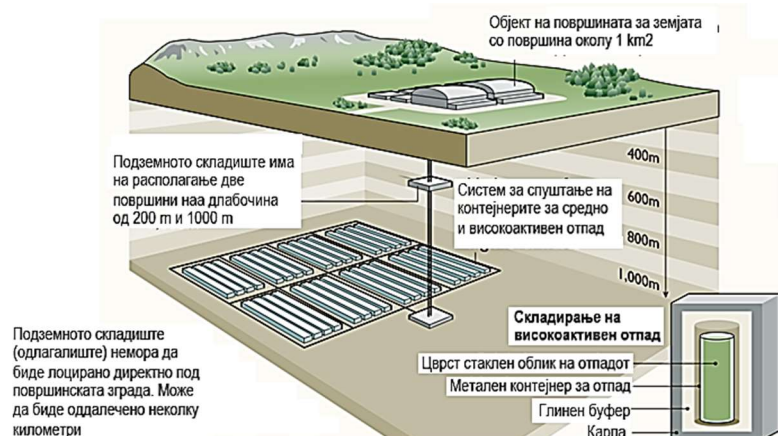
Сл. 10.33. Контејнери за складирање на високо радиоактивен отпад (контејнери за искористено гориво)

на база на бентонит. Бентонитот е материјал избран врз основа на неговата постојаност на подолг период од неколку илјади години. Барриерата од бентонит има за цел спречување продор на подземни води, миграција на радионуклеиди и добра спроводливост на топлина кон геолошката околина.

Геотехничката бариера се состои од повеќе слоеви и мора да ги исполнува следните услови:

- конструктивен слој кој ја обезбедува просторната постојаност на конструкцијата на складиштето,
- херметичен слој кој го сочинуваат поголем број на инјектажи,
- слој за пополнување на база на бентонит и песок,
- слој за амортизација кој се состои од пресувани префабрикати изработени од смеса на бентонит и песок или графит.

Во нашата земја складирањето на радиоактивен отпад е регулирано со Правилникот за начинот на ракување, односно собирање, чување, кондиционирање, транспортирање и одлагање на радиоактивен отпад (СВ на РМ, бр. 130 од 30.09.2010 год.), кој претставува дополнување на Законот за заштита од јонизирачко зрачење и радијациона сигурност (СВ на РМ, 48/02 и 135/07). [88-92]



Сл. 10.34. Подземно складиште (одлагалиште) за радиоактивен отпад

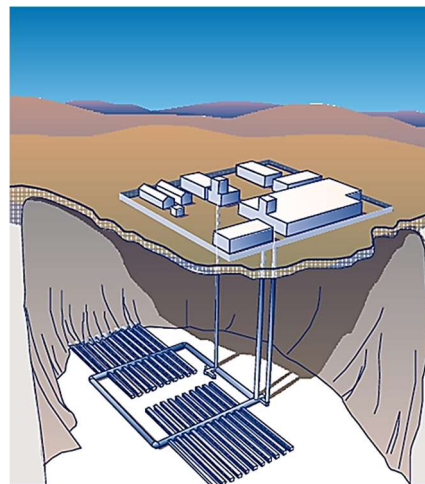
На сл. 10.35 е прикажано менаџирањето на нуклеарниот отпад во Шведска, кој е добиен во НТЕЦ (потрошено гориво од НТЕЦ) и работен отпад добиен во медицината, индустријата и од истражувања.



Метален (бакарен) контејнер



Поставување на контејнерите





Сл. 10.35. Менаџирање на нуклеарниот радиоактивен отпад во Шведска

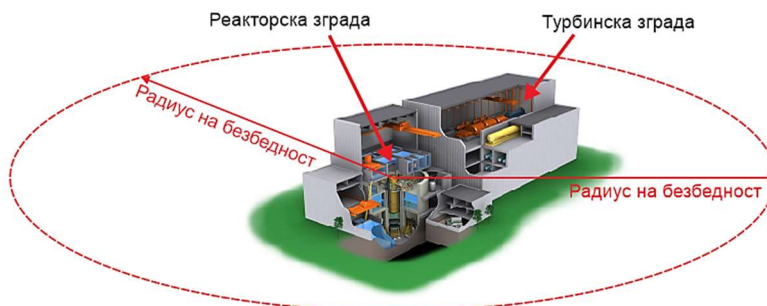
10.7.3. Фактори на безбедност при изградба на нуклеарните центри

Првата асоцијација за нуклеарна централа кај луѓето е небезбедност и радиоактивност (чувство на нелагодност, како резултат на хаварији). Со правилна експлоатација и одржување на нуклеарните центри се обезбедува нивна сигурност и безбедност. Тоа значи дека нуклеарните центри можат да се вбројат во безбедните термоцентрали, за што сведочи нивната сè поголема изградба во светот. [88-92]

Врз изградбата на нуклеарните центри влијаат голем број фактори на безбедност (ограничувања):

- околу нуклеарната централа потребно е да постои зона на безбедност. Зоната на безбедност е кружна површина околу нуклеарната централа со центар во реакторската зграда и со радиус минимум 500 m (сл. 10.36);
- нуклеарната централа треба да биде поставена во близина на постојната електрична мрежа, за да може поедноставно да се приклучи на електроенергетскиот систем;
- најпогодно земјиште за изградба на нуклеарни центри се седиментните карпи, односно нуклеарната централа треба да биде изградена на цврста и сеизмички испитана почва;

- потребно е да се наоѓа до поголема количина на вода (езеро, река и др.), затоа што е голем потрошувач на вода;
- потребно е да биде изградена во близина на сообраќајница, односно во близина на пат, железничка пруга или да се користи воден транспорт;
- минималната надморска височина на изградба на нуклеарните центри, односно најдолната кота од нуклеарната централа треба да е со надморска височина поголема од 10 m (заштита од цунами).



Сл. 10.36. Радиус на безбедност кај нуклеарните центри

11

ПЕРСПЕКТИВНИ НАСОКИ ЗА РАЗВОЈ НА НУКЛЕАРНИТЕ РЕАКТОРИ И НТЕЦ

11.1. Современи (нови) типови на нуклеарни реактори

Најважни проблеми во современата нуклеарната енергетика се [93,94]:

- ракувањето со потрошеното нуклеарно гориво,
- опасноста од можни несреќи и испуштање на радиотоксични елементи во биосферата,
- и релативно ниската ефикасност на реакторите, која се движи од (31÷34) %.

Наједноставен и најефикасен начин за подобрување на економските перформанси на НТЕЦ е да се зголеми моќта на нуклеарниот реактор без суштински да се менуваат неговите системи. Секое еволутивно подобрување на нуклеарните реактори со лесна вода било придружено со зголемување на електричната моќ до (1400÷1600) MW, што довело до намалување на специфичната цена по киловат инсталирана моќ за (15÷20) %.

Начини за зголемување на ефикасноста на НТЕЦ се:

- подобрување на конструкцијата на некои елементи од јадрото на нуклеарните реактори (горивото, конструкцијата на склопот на гориво, материјалите за согорување на апсорберите итн.),
- намалување на времето на застој поради полнење со гориво (зголемување на периодот на повторно полнење на реакторот),
- зголемување на согорувањето на нуклеарното гориво.

Во 1970-тите, максималното согорување на нуклеарно гориво изнесувало (20÷30) MWden/kg, а денес е постигнато согорување од (50÷55) MWden/kg. Тоа се постигнува со зголемување на збогатувањето на нуклеарното гориво со ураниум-235 до околу 5 % и со користење нуклеарно гориво со интегриран апсорбер на неутрони. При тоа се зголемува цената на нуклеарното гориво, но се намалува времето на застој поради полнење на реакторот. Покрај тоа, во горивните елементи на нуклеарниот реактор, до крајот на кампањата за гориво, има остатоци од несогорениот ураниум-235 и плутониум генерирани од ураниум-238, кои можат да се користат за производство на ново гориво, односно смеса на оксиди (MOX).

Подобрувањето на технологијата на реакторите е насочено кон зголемување на безбедноста на работата на реакторите и префрлување на употреба на системи за пасивна безбедност.

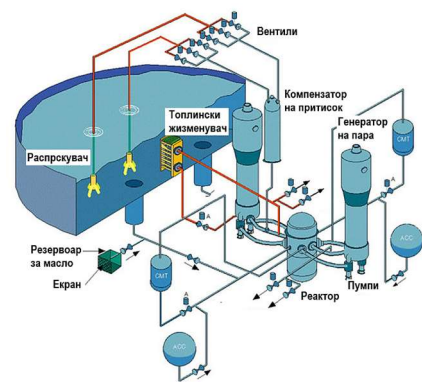
Пасивните безбедносни системи функционираат без примена на пумпи, вентилатори, дизел-генератори и други механизми со ротирачки делови. Само неколку едноставни вентили ги регулираат системите за пасивна безбедност при нивно автоматско активирање. Овие пасивни системи се многу поедноставни од конвенционалните безбедносни системи кај PWR и VVER реакторите. Системите за пасивна безбедност обезбедуваат безбедно вбризување, отстранување на преостанатата топлина и ладење. На [сл. 11.1](#) е прикажана конфигурацијата на безбедносните системи.

Пасивните системи ја намалуваат зависноста на безбедноста во зависност од активностите на операторот при премин од еден во друг режим на работа или при хаварија. Со тоа се намалува потребата од активни безбедносни системи.

Нуклеарните реактори од новата генерација 3+, со системи на самозаштита, обезбедуваат стабилност во работата во однос на дефекти на опремата и човечки грешки и ги намалуваат последиците од радијација при хаварији за (100÷1000) пати. Значителното поедноставување на конструкцијата на нуклеарните реактори преку примена на системи за пасивна безбедност, економични циклуси на гориво, модуларност и висок квалитет на преработка и високите параметри на опремата овозможуваат продолжување на работниот век на енергетските единици до 60 години.

САД развиле неколку типа напредни нуклеарни реактори со пасивни безбедносни системи: ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), System 80+ (Advanced PWR) и AP-600 (Advanced PWR). Специфичната инвестиција за изградба на овие НТЕЦ изнесува 2000 \$/kW со можно намалување до 1700 \$/kW, а трошоците за производство на електрична енергија се 7 цент/kWh.

Нуклеарниот реактор AR-600 (Advanced Nuclear Reactor) развиен во САД е со електрична моќ од 600 MW и пасивни безбедносни карактеристики (1000 пати помала фреквенција на оштетување на јадрото) ([сл. 11.2](#)). [93]



Сл. 11.1. Пасивно ладење на активната зона

Таб. 11.1. Параметри на нуклеарни реактори AR-600 и AR-1000:

Параметар	AR-1000	AR-600
Електрична моќ, MWe	>1117	610
Топлинска моќ на реакторот, MWt	3400	1933
Број на горивни снопови	157	145
Тип на горивен сноп (решетка)	17x17	17x17

Проектот за нуклеарниот реактор на Westinghouse, САД AR-1000 со електрична моќ поголема од 1000 MW е подобрена верзија на AR-600 (сл. 11.2). Времето на изградба на НТЕЦ со реактор AR-1000 е 36 месеци. Специфичната инвестиција за изградба на нуклеарна централа е 1000 \$/kW. Овие параметри се остварливи поради големото намалување на вкупниот број на конструктивни елементи и при примена на принципот на модуларност (напредните пасивни системи сочинуваат над 300 модули). Очекуваните трошоци за производство на електрична енергија во нуклеарна централа со реактор AR-1000 со електричен капацитет од 1100 MW ќе бидат 3,5 цент/kWh. Јадрото на овој нуклеарен реактор може да биде целосно оптоварено со гориво ураниум-плутониум (MOX). Основната површина на објектот и дијаметарот на активната зона остануваат исти како кај AR-600, само е зголемена висината.

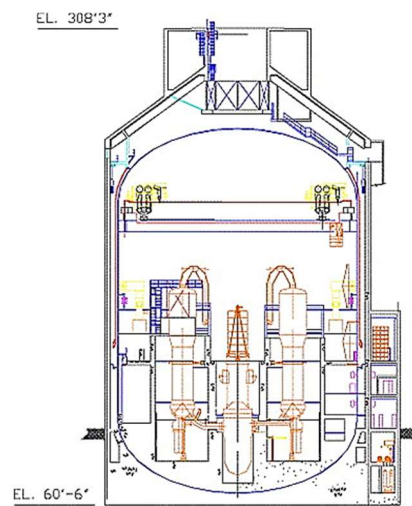
Главните параметри на AR-600 и AR-1000 се дадени во таб. 11.1 и 11.2. [93, 94]

Таб. 11.2. Главни параметри на реакторот AR-1000:

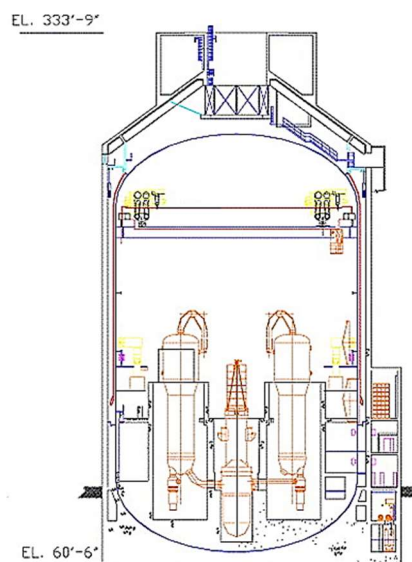
Електрична моќ, MWe	1117
Топлинска моќ на реакторот, MWt	3400
Работен век, години	60
Тип на гориво	збогатен UO_2 (4,95%)
Должина на кампањата, месеци	18
Удел на горивото заменето за време на полнење, %	43
КПД на НТЕЦ, %	32,7
Температура на носителот на топлина во јадрото, °C	321
Активна должина на горивото, m	4,3
Проток низ реактор, m^3/h	$6,81 \cdot 10^4$
Разменувачка површина на генераторот за пара, m^2	11600
Годишно генериран радиоактивен отпад, t/god	35

Кај AR-1000 направени се промени во структурните елементи поврзани со потребата за зголемување на преносот на дополнителна енергија при одржување на потребното ниво на безбедност. Најзабележителни промени се направени на зголемување на површината за пренос на топлина на генераторот на пара и помоќна главна циркулациона пумпа. Заштитната обвивка е исто така поголема, но само во висина, што е предизвикано од димензиите на системот за ладење. (сл. 11.2).

Во Европа фирмата Framatome ANP, Франција го изградила европскиот реактор со вода под притисок (EPR) со моќ од 1750 MWe. Овој реактор користи гориво со согорување од 65 MWden/kg и постигнува висока ефикасност од 36 %. Реакторот е дизајниран да работи 60 години. Основата на концептот за безбедност на реакторот EPR е максимално поедноставување на безбедносните системи, односно четириканален безбедносен систем за намалување на ризикот од несреќи и обезбедување на пуштање во работа на системи од следното ниво на



AR-600

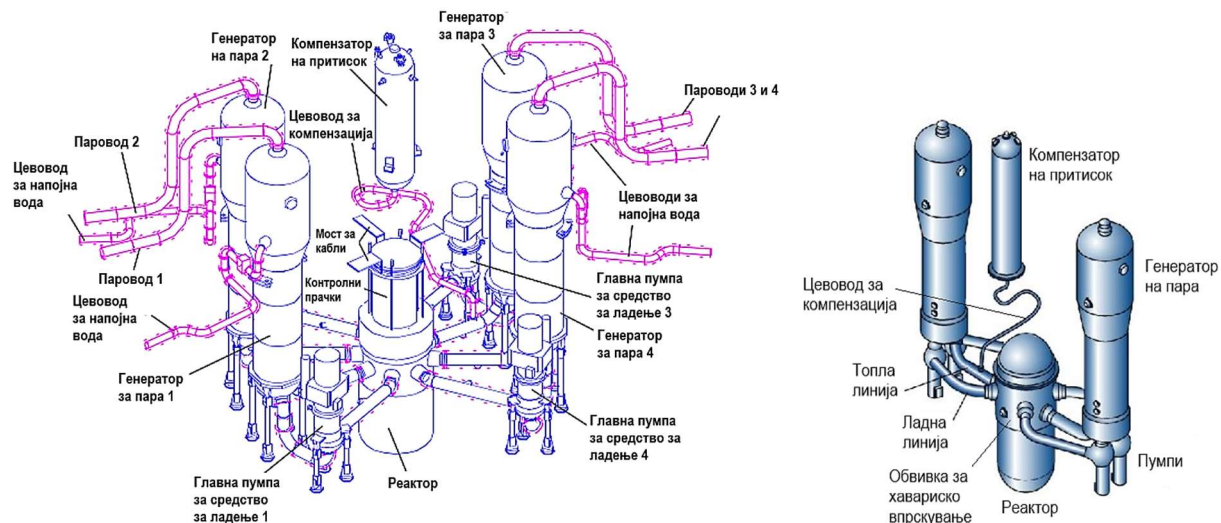


AR-1000

Сл. 11.2. Пресек на реакторите AR-600 и AR-1000

безбедност во случај на дефект на безбедносните системи од претходното ниво. Овие технички усовршувања овозможуваат да се намали веројатноста за несреќи на (10^{-6}) инциденти/годишно по реактор (сл. 11.3).

Намалувањето на специфичната инвестиција, зголемувањето на ефикасноста на реакторот, високата ефикасност на искористување на нуклеарно гориво (како резултат на намалувањето на радиоактивниот отпад) и намалувањето на трошоците за работа и поправка на опремата може да ги намали трошоците за генерирана електрична енергија за 10 %. Кај овие реактори е намалено времето за полнење со гориво на 16 дена и е зголемено времето помеѓу полнење на горивото на 2 год.



Сл.11.3. Производство на пара кај EPR реакторите [101]

EPR реакторот има противхавариска обвивка со двојни бетонски сидови, што исклучува истекување радиоактивни производи надвор од него. Надворешната обвивка е дебела 1,3 m и е изработена од армиран бетон и служи како заштита од надворешни влијанија (сл. 11.4). Внатрешната обвивка е дебела 1,3 m, е изработена од преднапрегнат бетон и обезбедува добра цврстина (сл. 11.4). Оваа обвивка треба да го ограничи влијанието на радијацијата на НТЕЦ врз околината дури и во случај на тешки несреќи и е последната бариера што го одложува ослободувањето на радиоактивни производи. Зголемувањето на температурата и притисокот за време на хаварија со топење на јадрото се должи на формирањето на водород, придружено со согорување, ослободување гасови кои не се кондензираат и ослободување топлина од стопената маса што доаѓа од јадрото. Во НТЕЦ со реактор EPR, обезбеден е

систем за прскање со вода за ладење преку употреба на топлински изменувач, кој е способен да обезбеди долгорочен ефикасен режим на ладење и да го намали притисокот на гасовите во куќиштето. Парата што се создава за време на ладењето се отстранува од садот со посебен систем. Отстранувањето на стопената маса што истекува надвор од садот на реакторот за време на хаварија се случува пасивно преку каналот што го поврзува дното на нуклеарниот реактор со зоната на акумулација и задржување (сл. 11.4). Подот на реакторот и областа за задржување на растопената маса од јадрото има високотемпературна обвивка за да се спречи масата да дојде во контакт со бетонот.

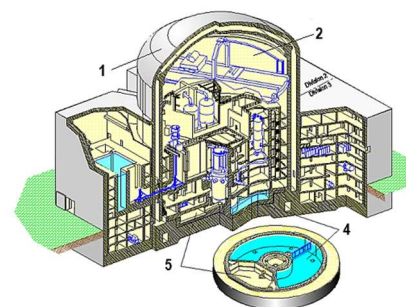
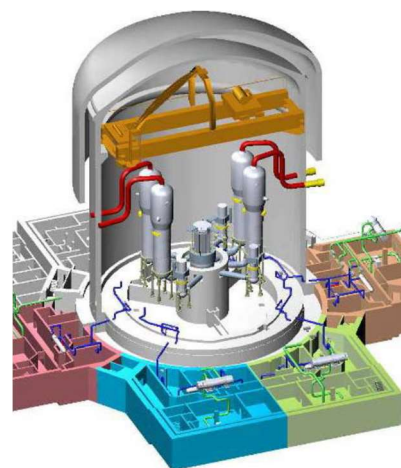
Параметрите на EPR-1600 се: [101]

Топлинска моќ на реакторот, MWt	4300
Електрична моќ, MWe	1600
КПД, %	37
Тип на реакторот	PWR
Тип на горивните елементи	HTP X5
Број на горивни елементи	241
Број на горивни елементи во решетката	17×17 – 24
Број на контролни прачки	89
Висина на активната зона, m	4.2
Работен притисок, bar	155
Дизајниран притисок, bar	176
Височина, m	12.71
Внатрешен дијаметар, m	4.86
Број на пумпи за ладење	4
Работен век, години	60

На сл. 11.5 е прикажан распоредот на сите потребни згради во состав на НТЕЦ со EPR-1600 реактори.



Сл. 11.5. Распоред на опремата во згради на НТЕЦ со EPR-1600 реактори



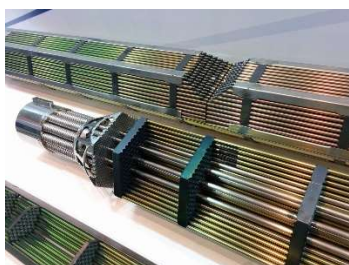
- 1 - обвивка дизајнирана за отпорност на експлозија на водород;
- 2 - систем за брзо ладење на реакторот;
- 3 - уред за компензација на притисокот по хаварија со топење на јадрото;
- 4 - внатрешен базен за гориво;
- 5 - фаќач на кориум и заштита на основата.

Сл. 11.4. Шематски приказ на единицата за заштита кај EPR реактор

Во Русија се развиени неколку напредни нуклеарни реактори VVER со вода под притисок и со пасивни безбедносни системи. Подобрувањето е направено во НТЕЦ со реактори VVER-210, VVER-70, VVER-365, VVER-440, VVER-1000 и VVER-1200 (сл. 11.6).

Дизајнот на реакторската постројка V-392 (VVER-1000) и V-392M (VVER-1200) се разликува од другите високомоќни VVER реактори во употребата на подобрена опрема и системи за пасивна безбедност (сл. 11.7). Направени се следните подобрувања во полето на безбедноста (таб. 11.3): [102]

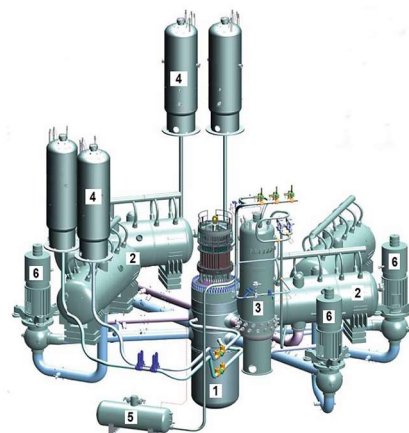
- подобрување на нуклеарно-физичките карактеристики на јадрото и дизајнот на критичните единици на реакторот (сл. 11.8);
- употреба на различни видови нуклеарно гориво, вклучително и ураниум-гадолиниум;
- пасивен систем за отстранување на топлината од II контура;
- пасивен систем за поплавување на јадрото во случај на хавари поради истекување на течноста за ладење;
- пасивен систем за вбризување бор за исклучување (труење) на реакторот;
- подобрени безбедносни канали;
- зголемување на бројот на контролни прачки до 121;
- двојна заштитна обвивка;
- пасивен систем за создавање вакуум во просторот помеѓу обвивките и прочистување на евентуалните протекувања од реакторскиот сад;
- систем за зафаќање и ладење при топењето на горивото во јадрото;
- употреба на напредни генератори на пара;
- зголемување на работниот век на реакторскиот сад до 50 год., а на реакторската постројка до 40 год.



Сл. 11.8. Горивна касета кај VVER-1200



Реактор V-392M (VVER-1200)

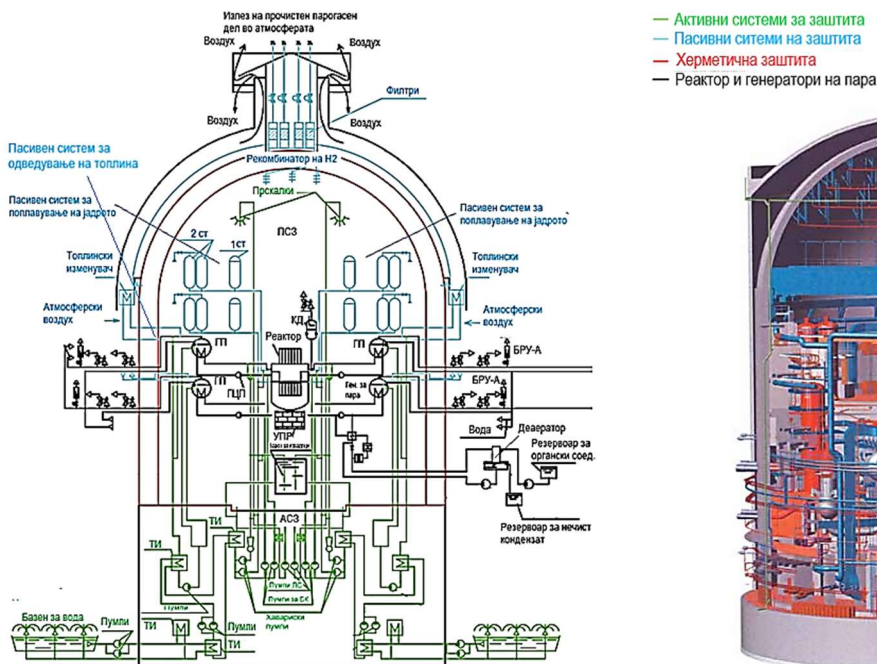


1. Реактор;
2. Генератори за пара;
3. Компензатор на притисок;
4. Системи за хавариско ладење на активната зона;
5. Систем за додавање раствор од борна киселина во првата контура (труење на реакторот);
6. Циркулациони пумпи.

Сл. 11.6. Компонирање на реакторската постројка VVER-1200

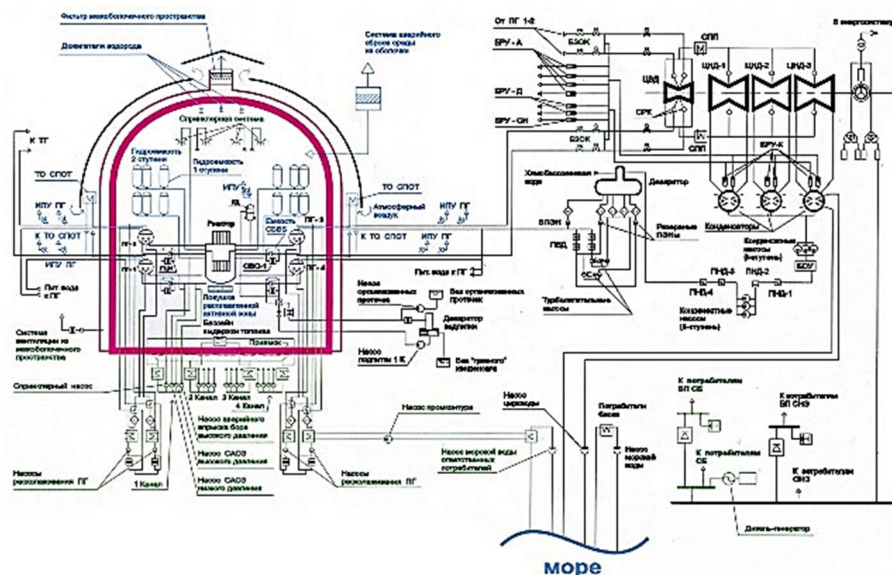
Основни карактеристики на реакторот В-392М:

Топлинска моќ, MWt	3212
Електрична моќ, MWe	1200
Притисок на генерираната пара на излезот од колекторот на генераторот за пара, МПа	7
Гориво, збогатен ураниум, %	4,85+4,95
Количина на гориво, t	506+546
Кампања на горивото во активната зона, години	3+4
Максимално согорување на горивото,	70 MWden/kgU
Работен век, години	60
Должина на реакторот, mm	11185
Внатрешен дијаметар на реакторот, mm	4250
Дебелина на сидот на реакторскиот сад во активната зона, mm	197,5
Тежина на реакторот, t	323
Номинален притисок на излезот од активната зона, МПа	16,2
Температура на средството за ладење на излезот од активната зона, °C	329,7
Температура на средството за ладење на влезот од активната зона, °C	296,6
Проток на средството за ладење низ реакторот, m ³ /h	85600
Број на контролни прачки	121
Тип на генераторот за пара	PGV-1000 МКР
Капацитет на генераторот за пара во номинален режим на работа, t/h	1600
Дијаметар на кукиштето на генераторот за пара, m	4,29
Должина на генераторот на пара, m	13,82
Тип на циркулационите пумпи	GCNA-1391
Проток на циркулационите пумпи, m ³ /h	22000
Притисок на циркулационите пумпи, МПа	0,59



Сл. 11.7. Изглед и системи за заштита кај реактори В-392М (VVER-1200) [102]

Топлинска шема на НТЕЦ со VVER реактори е прикажана на сл. 11.9.

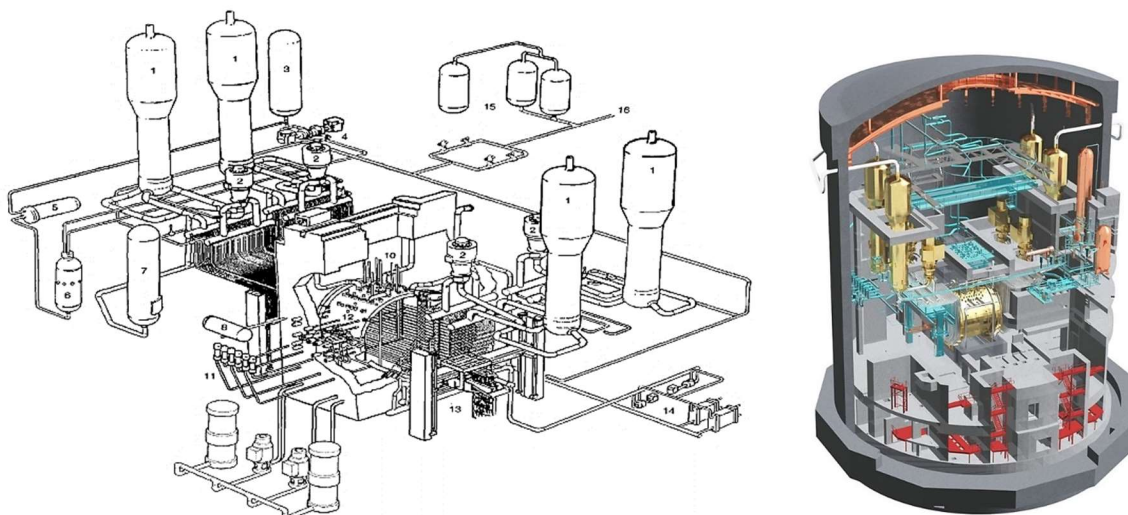


Сл. 11.9. Топлинска шема на НТЕЦ со VVER реактори [102]

Таб. 11.3. Системи за активна и пасивна заштита кај НТЕЦ со VVER реактори:

	Системи на заштита	
	Активни	Пасивни
Доведување на реакторот во поткритична состојба и при тоа одржување на работните параметри	Систем за хавариска заштита на реакторот со 121 апсорпциони прачки	Систем за брзо доведување бор
Одведување на топлината од реакторот преку втората контура	Четири канален систем за хавариско одведување на топлината преку генераторите за пара 4×100%. Два канали се користат во нормална експлоатација за прочистување на средството за ладење на втората контура. Два канали се наоѓаат во режим на загревање.	Четири канален пасивен систем за одведување на топлината преку генераторите на пара 4×33 %
Одржување на резерва на течност за ладење во јадрото во случај на хаварија поради губење течност за ладење во првата контура	Четири канален систем за ладење на јадрото 4×100 %. Два канали се користат за одведување на топлината од потрошеното гориво во базенот за складирање. Два канали се наоѓаат во режим на загревање. Системот работи при притисок во примарната контура од 0,1+8,0 МПа	Пасивен систем од 1 степен за поллавување на јадрото 4×33 %, со притисок од 6,0 МПа и количина на вода од 50 m ³ . Пасивен систем од 2 степен за поллавување на јадрото 4×33 %, за одржување на средството за ладење во јадрото 24 часа при потполно откажување на активниот систем.
Изолација на генераторите за пара од главниот колектор на пара	На секој паровод на генераторот за пара се поставени брзодејствувачки изолациони клапни на електричен погон.	–
Ограничување на притисокот во првата контура	Поставени се клапни на компензаторот за притисок кои можат да работат на активен и пасивен принцип	–
Ограничување на притисокот во генераторите на пара и втората контура	Поставени брзодејствувачки редукциони елементи за исфрлање на парата во атмосфера.	Безбедносни клапни на генераторите на пара (ИПУ ПГ)
Локализација на радиоактивни соединенија во внатрешноста на заштитната облога (ЗО)	Четири канален систем со прскалки. Систем со изолациони клапни на заштитната облога. Систем за вентилација и пречистување во прстенестиот дел помеѓу внатрешната и надворешната заштитна облога (ЗО).	Двослојна заштитна облога со напиритисок. Пасивен систем за отстранување на водород. Систем за зафаќање на растопено нуклеарно гориво.

Во Канада се произведува реактор CANDU-9 (сл. 11.10) со електрична моќност од (925÷1300) MW, кој е надградба на постојниот CANDU-6. НТЕЦ со овие реактори се со еден блок. Во овој нуклеарен реактор, покрај стандардното нуклеарно гориво од природен ураниум, може да се користи ниско збогатен ураниум, гориво од ураниум одвоено по преработка на потрошеното нуклеарно гориво од PWR реактори, смеса на оксиди ураниум-плутониум, директно потрошено гориво од PWR и ториумско гориво. Реакторот CANDU-9 е способен да согорува плутониум и актиниди одвоени од потрошеното гориво од BWR и PWR. [98]

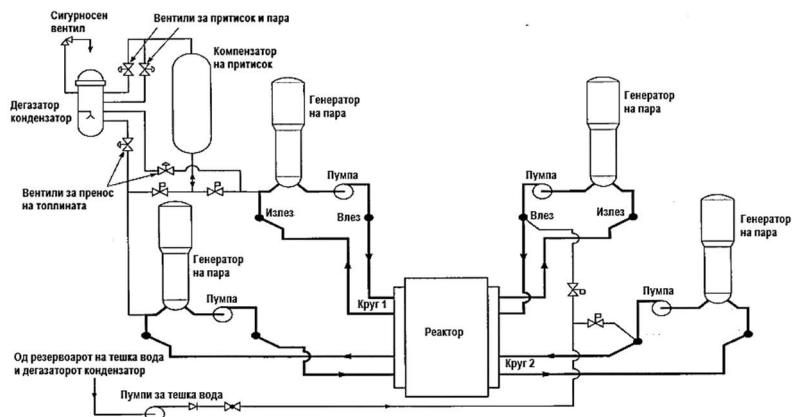


1. Генератори на пара; 2. Пумпи; 3. Резервоари за тешка вода; 4. Напојни пумпи 5. Ладилник; 6. Дегазатор кондензатор;
7. Компензатор на притисок; 8. Главен резервоар за модератор; 9. Систем за модерација; 10. Систем за принудно исклучување -1; 11. Систем за принудно исклучување -2; 12. Каландрија (гориво); 13. Машина за полнење и празнење на горивото; 14. Заштитен систем за ладење; 15. Систем за заштита од висок притисок;

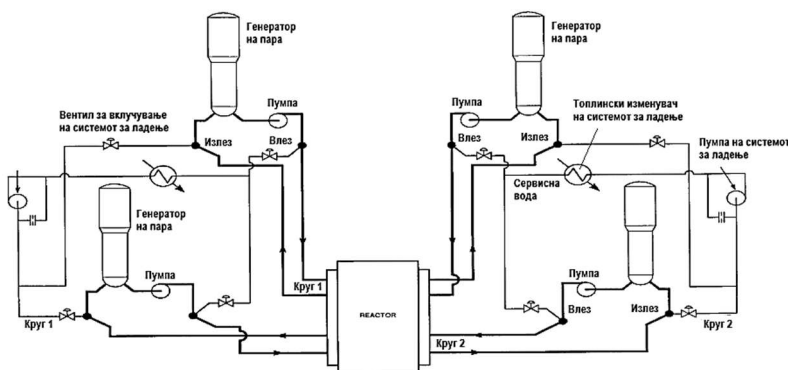
Сл. 11.10. Изглед на реакторската постројка CANDU-9

Реакторите CANDU-9 спаѓаат во групата на реактори со повеќе системи за заштита:

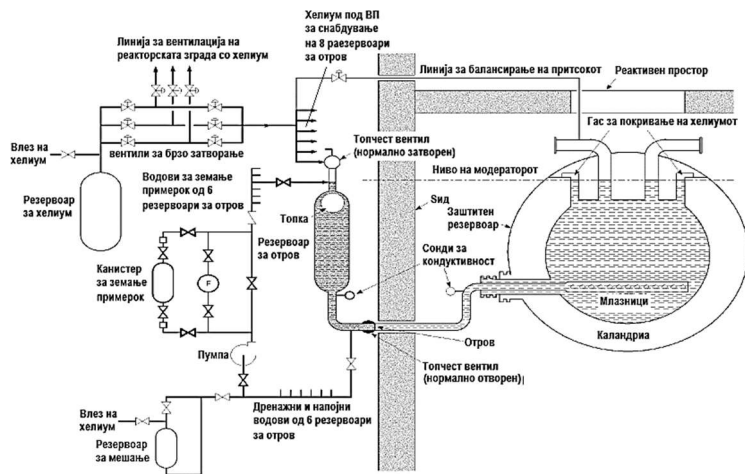
- систем за принудно (хавариско) исклучување бр. 1 со помош на апсорпциони прачки,
- систем за принудно исклучување бр. 2 со систем за вбризување отров во јадрото (труење на реакторот (сл. 11.13),
- систем за контрола на притисокот на средството за ладење во јадро (сл. 11.11),
- систем за ладење на јадрото (сл. 11.12)
- системи за контрола на параметрите на парата во втората контура и сл.



Сл. 11.11. Контролен систем на притисокот на средството за ладење на јадрото на реакторот

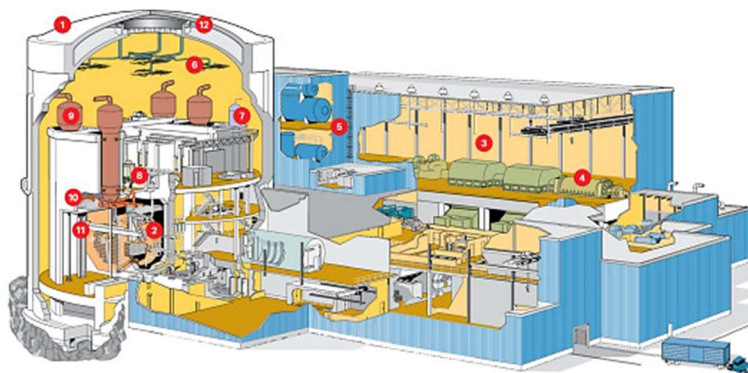


Сл. 11.12. Систем за ладење на јадрото



Сл. 11.13. Систем за принудно исклучување 2: Систем за вбризување течен отров (труење на реакторот)

Напредниот CANDU-NG (ACR - Advanced CANDU Reactor) е поинновативен концепт. Со задржување на модераторот од тешка вода под низок притисок, дизајнот на реакторот вклучува некои од карактеристиките на реакторот со лесна вода под притисок. Употребата на лесна вода за ладење и компактно јадро ги намалува капиталните трошоци, а воедно постигнувањето на висока температура доведува до зголемување на термичката ефикасност (КПД) (сл.11.14). [98]



1. Реакторска зграда; 2. Каландрија (реакторски сад); 3. Турбинска зграда; 4. Генератор; 5. Сервисна зграда; 6. Систем со прскалки; 7. Компензатор на притисок; 8. Циркулациони пумпи; 9. Генератори на пара; 10. Систем за пренос на топлината; 11. Машина за полнење и празнење на горивото; 12. Резервен резервоар за вода.

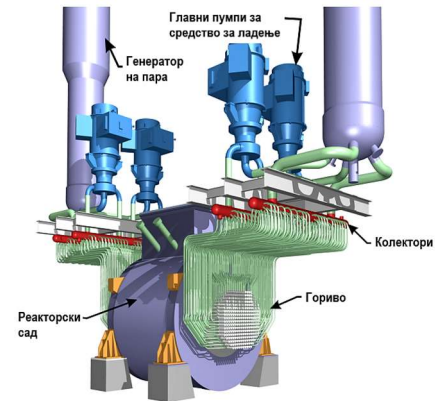
Сл. 11.14. НТЕЦ со ACR (Advanced CANDU Reactor)

Реакторот ACR-700 со електрична моќност од 730 MW има значително помали димензии, поедноставна конструкција, повисока ефикасност од 40 % и е поевтин од CANDU-6 (специфична инвестиција 1000 \$/kW). ACR-700 може да работи со гориво со ниско збогатен ураниум од (1,5÷2,0) % U-235 со високо согорување и кампања на гориво трипати подолга од нормалната кампања на CANDU. ACR-700 (прв за реакторите на CANDU) е со подобрена безбедност и регулациска сигурност во кои се применуваат пасивни безбедносни системи. Реакторската постројка се изведува модуларно со што се намалува времето на изградба на три години (сл. 11.15). [99]

Јадрото на реакторот ACR-700 се состои од канали за горивни прачки ладени со вода под притисок, со соодветен избор на геометријата на горивниот склоп, што овозможува користење различни видови нуклеарно гориво (вклучувајќи ториум), средства за ладење и работни температури. НТЕЦ можат да работат (едноконтурна шема) со суперкритични параметри на парата (30 MPa, 600 °C) и постигнуваат висока ефикасност од (40÷44) %.

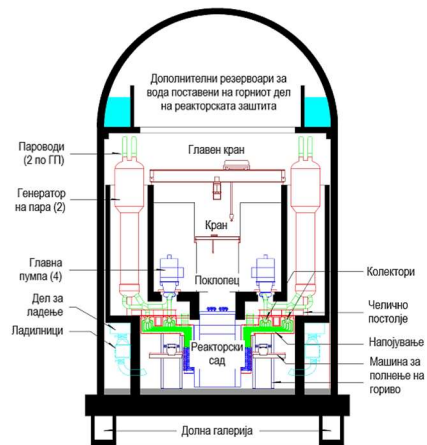
Основните карактеристики на НТЕЦ со АCR-700 се:

Топлинска моќ на едена горивна прачка, MWt	7,5
Број на горивни прачки	284
Топлинска моќ на генераторот за пара, MWt	1982
Проток на средството за ладење, kg/s	26
Притисок на СЛ на влезот во реакторот, МПа	11,9
Температура СЛ на влезот во реакторот, °C	278,5
Притисок на парата, МПа	6,4
Температура на парата, °C	281
Температура на напојната вода, °C	218
Електрична моќ, MWe	731
Притисок во кондензаторот, kPa	4,9
КПД, %	36,9



Составни елементи на реакторот

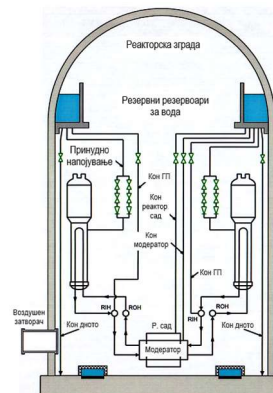
На сл. 11.16 е прикажан дел од заштитните системи кои се применуваат кај овој тип на реактори.



Сл. 11.15. Реактор АCR-700



За притисок и ладење

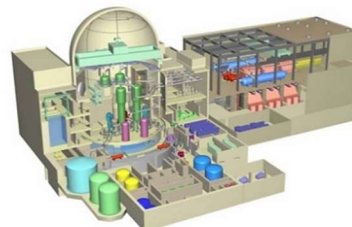
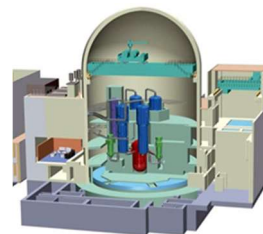


Принудно пасивно ладење

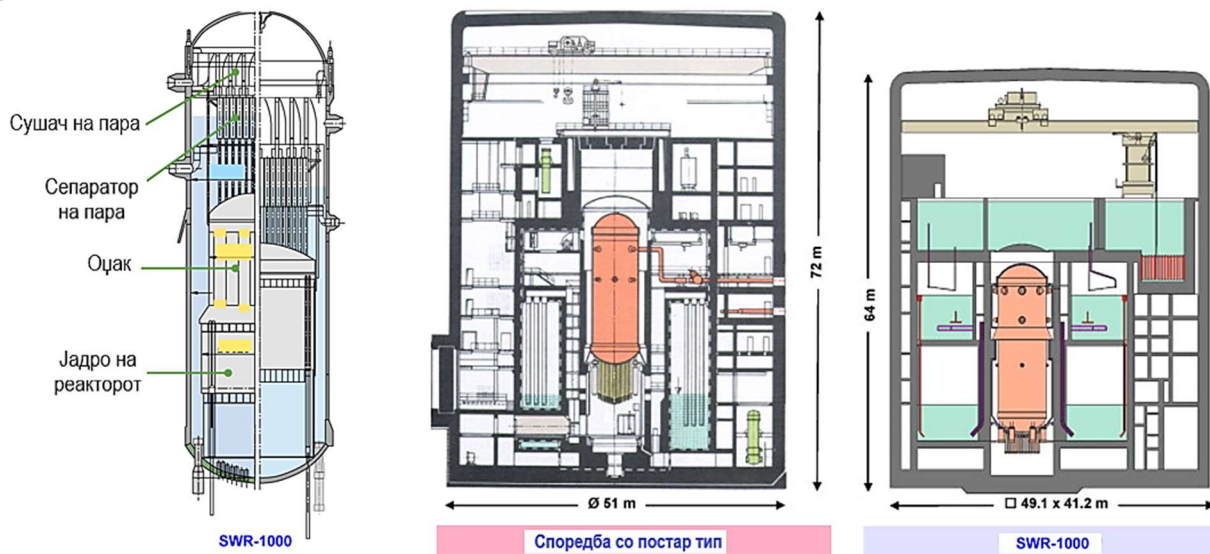
Сл. 11.16. Дел од системите за заштита на реакторите АCR-700 [99]

Во Јапонија е развиен напреден PWR реактор APWR-1500 со висока моќ од 1500 MWe. Дизајнот на нуклеарниот реактор е поедноставен, во него успешно се комбинираат активните и пасивните системи за ладење, а согорувањето на нуклеарното гориво изнесува 55 MWden/kg (сл. 11.17).

Во Европа, од страна на компаниите EDF (Франција), PSI (Швајцарија), TVO и VTT (Финска), Framatome ANP (Франција) во соработка со германските компании за производство на електрична енергија го финализираа дизајнот на BWR реакторот SWR-1000, според концептот на Siemens за зголемување на безбедноста и намалување на трошоците за производство на електрична енергија. Максималната дозволена веројатност за топење на јадрото на реакторот е намалена за 10^{-7} пати по реактор/година. Работата на проектот за нуклеарен реактор SWR-1000 е поврзана со плановите на Финска за изградба на нова нуклеарна единица. Студиите покажаа дека е можно да се зголеми капацитетот на SWR-1000 на $(1500 \div 1700)$ MWe без промена на конструкцијата на реакторот (сл. 11.18). [96]



Сл. 11.17. Реактор и НТЕЦ со APWR-1500



Сл. 11.18. Реактор и реакторска постројка SWR-1000

Во јули 2001 година е создадена програма за развој на иновативни нуклеарни реактори од 4-та генерација, во која учествувале 10 земји. Програмата за развој на нуклеарните системи опфаќала краткорочна цел до 2010 година, среднорочна до 2015 година и долгорочна до 2030 година, односно комерцијална работа на нуклеарните реактори од 4-та генерација. Реакторите од 4-та генерација вклучувале 6 технологии за развој на НТЕЦ, кои ќе генерираат електрична енергија, произведуваат водород и процесна топлина:

- GFR – брзи неутронски реактори со гас за ладење (хелиум), со затворен циклус на гориво;
- LFR – брзи реактори со легури на олово односно течен метал како средство за ладење (растопено олово/олово-бизмут, евтектичка размена на топлина, затворен циклус на гориво со ефикасно размножување на нуклеарно гориво базирано на ураниум и согорување на актиниди);
- MSR – реактори со течност за ладење во форма на стопени соли, епитермално енергетски спектар на неутрони, со циркулација на нуклеарно гориво во стопени соли, целосна обработка на актиниди во циклусот на гориво;
- SFR – брзи реактори со течен натриум за ладење (затворен циклус на гориво, ефикасно согорување на актиниди, размножување на нуклеарно гориво на база на ураниум);
- SCWR – суперкритични реактори со вода на термички и брзи неутрони (притисок на вода 25 МПа, температура на водата над 500 °C);
- VHTR – реактор со ултра висока температура, течност за ладење – хелиум, температура 1000÷1200 °C, модератор – графит, единечен циклус на ураниум.

Главните цели на овој концепт се постигнување на висока ефикасност, долгорочно користење на реакторските постројки, ниски оперативни трошоци и низок степен на економски ризик.

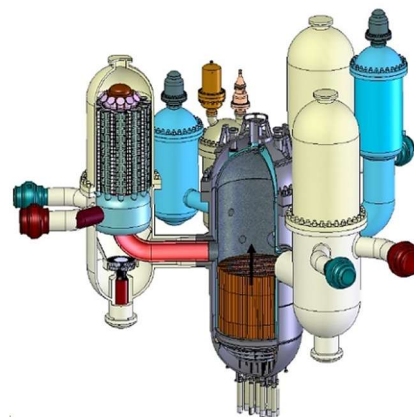
Реакторите GFR се реактори со брзи неутрони во кои се користи гас (хелиум) како средство за ладење и работи со затворен циклус на гориво. Комбинацијата на брз спектар и ладење на хелиум ја подобрува економичноста на неутроните во јадрото и обезбедува ниски специфични инвестиции по модул. Кај овој тип на реактори нема потреба да се размислува за опасностите од вриење или промена на фазната состојба на средството за ладење. Употребата на хелиум ја подобрува економичноста на брзите реактори и ја зголемува ефикасноста на НТЕЦ до (45÷48) %. Високата температура на средството за ладење на излезот од јадрото отвора можност за користење на овие реактори за друга намена, а не само за производството на електрична енергија. Брзата природа на гасниот реактор ги решава проблемите со снабдувањето со гориво, потрошеното гориво и актинидите. Топлинската моќ на GFR реакторите може да достигне до е 2400 MWt (сл. 11.19). [93]

Горивото кое се користи во GFR реакторите е карбид, односно смеса од (U, Pu, MA – минорни актиниди). Материјалот на обвивката на горивниот елемент е стврднат SiC со керамички состав. Номиналната температура на горивото се движи од (1200÷1300) °C, а на обвивката до (900÷1100) °C. Работната температура на горивото е до 1000 °C. Температурата до која е обезбедено неизлегување на фрагментите од матрицата е 1600 °C. Ограничувачката температура од која е можно безбедно да се излади јадрото е 2000 °C.

Специфичниот енергетски интензитет на активната зона кај GFR е 100 MW/m³. Температурите на средството за ладење на влезот и излезот од активната зона се 400 и 850 °C. Притисокот на средството за ладење е 7 МПа. Материјалот на садот на реакторот е изработен од челик 9Cr1Mo (9 % хром и 1 % молибден), кој обезбедува незначително ползење при работна температура од 400°C.

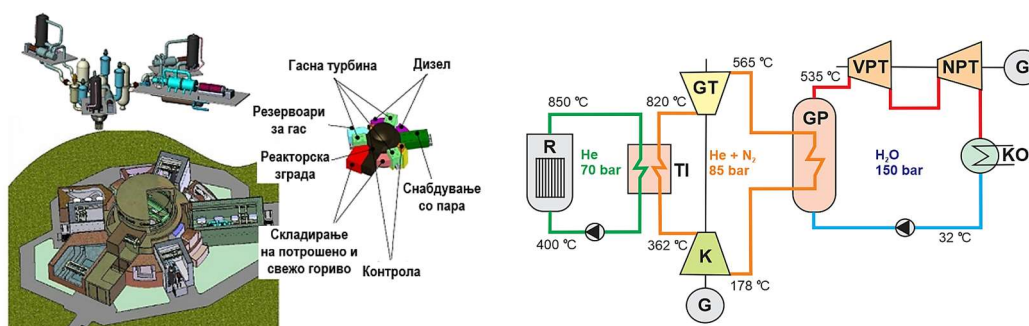
Параметрите на GFR со топлинска моќ од 2400 MW се:

Јадро	
Фисибилност на јадрото	0,62
Зазор меѓу горивните елементи, mm	3
Висина на јадрото, mm	2349
Дебелина на слој на He меѓу две плочи, mm	4
Горивни елементи	
Дебелина на плочата, mm	8,4
Дебелина на обвивката, mm	0,85
Дијаметар на таблета, mm	11,285
Висина на таблета, mm	6,5
Работни услови	
Притисок во јадрото, МПа	0,14
Максимална температура на горивото, °C	1318
Максимална температура на обвивката на прачката, °C	920



Сл. 11.19. Компонирање на GFR реакторот

На сл. 11.20 се прикажани специфичниот распоред на опремата и топлинската шема на НТЕЦ со GFR реактор. Топлинската шема е составена од 3 контури. Во првата контура струи He како средство за ладење на реакторот (R). Топлината од He се предава преку топлинскиот изменувач (TI) на втората контура низ која струи смеса на He и N₂. Гасната смеса ја погонува гасната турбина (GT) и преку електрогенераторот (G) се добива електрична енергија. Гасната турбина покрај производство на електрична енергија го погонува компресорот (K), преку кој гасната смеса се враќа во топлинскиот изменувач. Топлината на смесата од втората контура преку генераторот на пара се предава на третата контура во која се изведува водено парен циклус (класична кондензациона парнотурбинска постројка). Парните турбини (VPT и NPT) го движат електрогенераторот (G) кој на клемите добива електрична енергија. НТЕЦ е комбинирана постројка со двократно производство на електрична енергија во гаснотурбинската и парнотурбинската постројка.



R – реактор; TI – топлински изменувач; GT – гасна турбина; K – компресор; GP – генератор на пара; VPT – високопритисна парна турбина; NPT – нископритисна парна турбина; G – електрогенератор; KO – кондензатор.

Сл. 11.20. Изглед и топлинска шема на НТЕЦ со GFR реактор

Компанијата Westinghouse даде придонес во развојот на LFR реакторите, односно брзите реактори ладени со течен метал (најчесто олово или олово-бизмут). Нивниот проект опфати изработка на НТЕЦ со LFR со електрична моќ од 450 MWe. Се смета дека овие реактори брзо ќе станат економски конкурентни на пазарот.

Во таа група спаѓаат руските реактори BREST (сл. 11.20) со нитридно гориво и специфичен затворен циклус на горивото. Кај брзите реактори се овозможува претворање на ²³⁸U во ²³⁹Pu со фактор на размножување >1. Бидејќи содржината на изотопот ²³⁸U во природниот ураниум е повисок од 99 %, со негова употреба се зголемува ефикасноста на употребата на ураниум за повеќе од 100 пати. Тоа значи дека употре-

бата на релативно нискоквалитетни руди на ураниум е економски оправдана

Примената на олово како средство за ладење има низа предности: висока температура на вриење (~ 2000 K), отпорност на радијација, инертност во контакт со вода и воздух, не бара примена на високи притисоци во контурата и се елиминираат несреќите со пожари и експлозии.

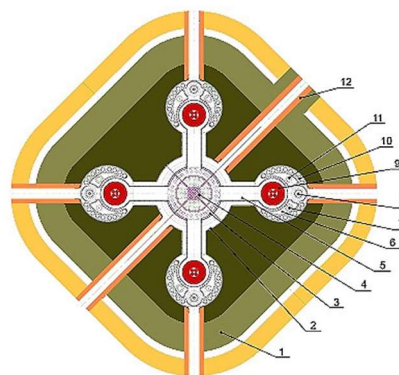
Комбинацијата на оловна течност за ладење и густото нитридно гориво, придонесува до постигнување на целосна репродукција на фисибилни нуклеиди во јадрото и стабилизирање на размножувачките својства на реакторот, што овозможува работа со стабилна реактивност и исклучување на несреќи поради неконтролиран раст на моќ, уништување на горивото и ослободување на радиоактивност.

Примената на олово како средство за ладење овозможува да се зголеми чекорот на прачките за гориво во снопот на горивото, со што се зголемува протокот на средството за ладење и количината на топлина отстранета од јадрото. При тоа е можно и пасивно отстранување на топлината од оловото со воздух. На тој начин се зголемува безбедноста на овие реактори и се елиминираат два битни проблеми неконтролирано зголемување на моќта и загубата поради дисипација на топлината.

Како пример е земена НТЕЦ BREST-OD-300 (сл. 11.21 и сл. 11.22) со електрична моќ од 300 MW. Конструкцијата на реакторската постројка се состои од базен, јадро со рефлектори, контролни и заштитни елементи. Кругот со олово е поврзан со генератор на пара, пумпи, опрема за полнење гориво, кои заедно со безбедносните системи и помошните системи се сместени во челично обложени централни и четири периферни шуплини на бетонско куќиште. Температурата на бетонот во дозволени граници се одржува со природна циркулација на воздух. [100]

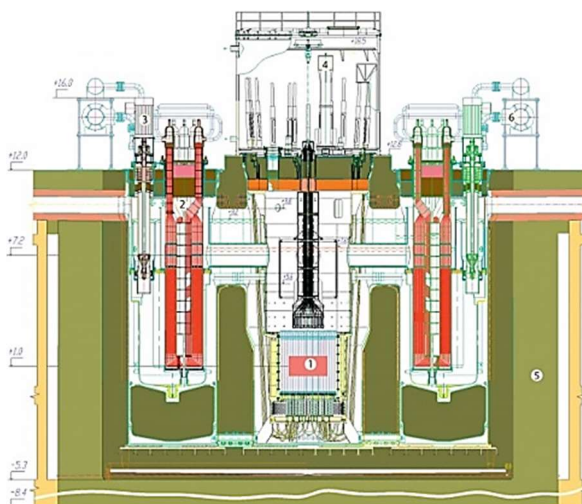
Циркулацијата на олово низ јадрото и генераторите на пара не се врши со пумпи, туку поради разликата на густините на средството за ладење. Таквата шема го исклучува навлегувањето на пара во случај на протекување на цевките на генераторот на пара и меури од гас во јадрото заедно со средството за ладење, што под одредени услови може да доведе до неконтролирано зголемување на моќта.

Нискиот притисок во бетонскиот сад на реакторот и релативно високата точка на топење на оловото (600 K), исклучуваат големи протекувања на олово, губење на средството за ладење и топење на горивото.



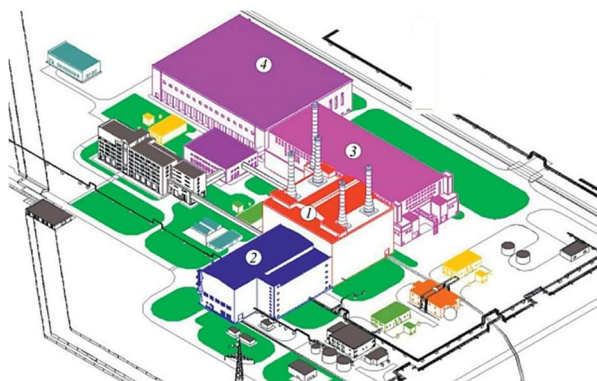
1. Шахта на реакторот
2. Блок
3. Обвивка на активната зона
4. Активна зона
5. Цевковод на колекторот
6. Блок на ГП и ГЦП
7. Механички филтер
8. Главна циркулациона пумпа (ГЦП)
9. Генератор на пара (ГП)
11. Топлински изменувач
12. Порта за преоптоварување

Сл. 11.20. Напречен пресек на реакторот BREST-OD-300



1. Јадро; 2. Генератор на пара; 3. Пумпа; 4. Кран;
5. Реакторски сад; 6. Систем за ладење.

Сл. 11.21. Реактор BREST-OD-300 [100]



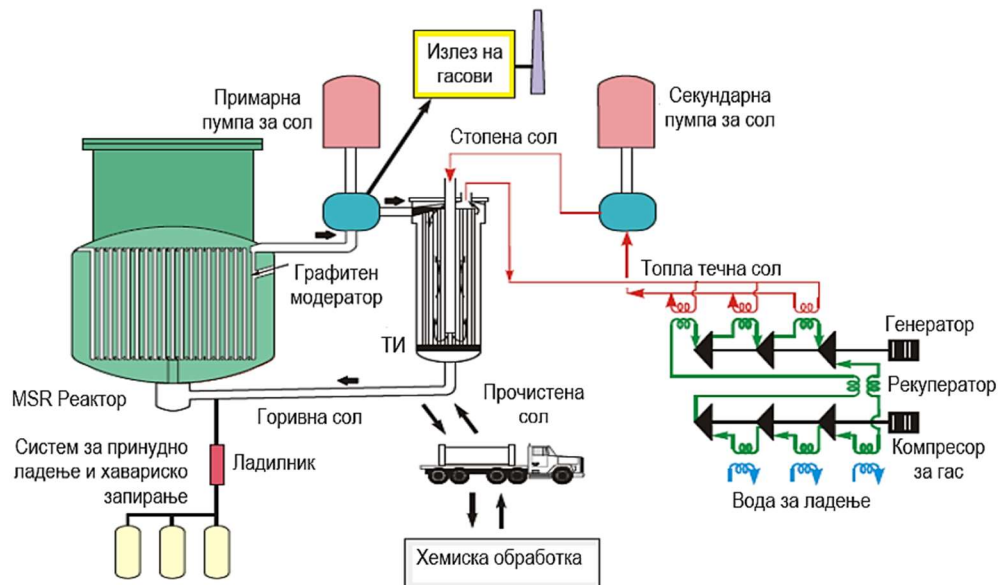
1. Реактор; 2. Турбинска постројка; 3. Комплекс за складирање и преработка на радиоактивен отпад;
4. Комплекс на циклус на нуклеарно гориво.

Сл. 11.22. НТЕЦ со реактор BREST-OD-300

Јадрото е составено од снопови за гориво со прачки за гориво. Како гориво се користи смеса од осиромашен ураниум и плутониум нитриди заедно со минорни актиниди (МА), односно $(U, Pu, MA)N$. Обвивките на прачките за гориво се направени од феритно-мартезитен челик отпорен на радијација и корозија. Полнењето со гориво се врши со помош на ротациони приклучоци, машина за полнење гориво и механизми за полнење на гориво сместени надвор од реакторот.

Активната зона е опкружена со странични рефлектори со челични обвивки исполнети со течно олово за ладење. Дел од блоковите на рефлекторот во непосредна близина на зоната се направени во форма на отворени вертикални канали за полнење со олово од горе. Во овие канали се одржува одредено ниво на олово во зависност од нивото на неутрони. За контрола на моќта се применува и пасивна врска преку протокот на средството за ладење.

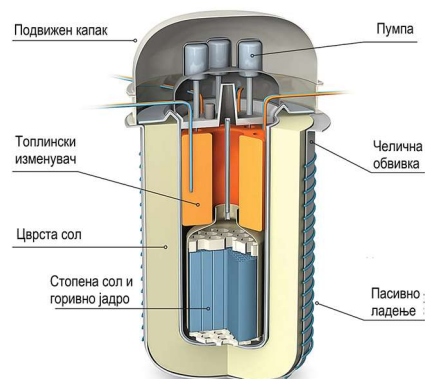
MSR (Molten salt reactor) - реактори со течност за ладење во форма на стопени соли, со епитермално енергетски спектар на неутрони, со циркулација на нуклеарно гориво во стопени соли, со целосна обработка на актиниди во циклусот на гориво. MSR се сметаат за побезбедни од конвенционалните реактори бидејќи работат со гориво во стопена состојба со што се намалува потребата за големи и скапи садови под притисок. Друга карактеристика на MSR е тоа што произведените радиоактивни гасови од фисијата се апсорбираат во стопената сол. MSR може да се полнат со гориво за време на неговата работа (сл. 11.23).



Сл. 11.23. Примена на MSR реакторите за производство на електрична енергија

Клучна карактеристика на MSR се работните температури од околу 700 °C, што овозможува постигнување повисока ефикасност при производството на електрична енергија, водород и процесна топлина. Недостатоци на овие реактори се корозивноста на растопените соли и хемиски состав на солта кој овозможува трансмутација на неутронскиот флуks во јадрото на реакторот.

MSR може да бидат термички, епитермички и брзи. Термичките реактори обично користат графитен модератор. Во нив согоруваат различни горива, како: ниско збогатен ураниум, ториум, осиромашен ураниум и отпадни производи. Како средство за ладење се користат: флуорид, хлорид, литиум, берилиум и смеси. Циклусот на горивото може да биде отворен и затворен (сл. 11.24)



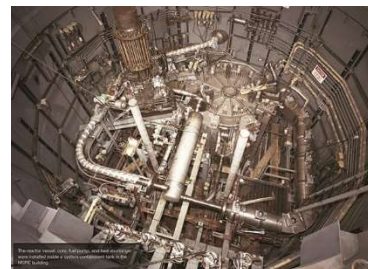
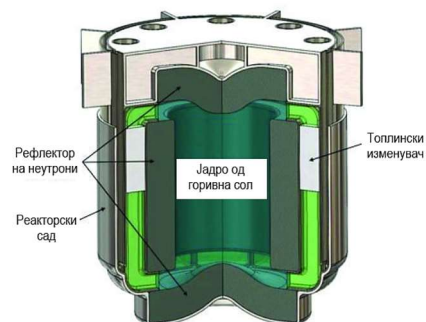
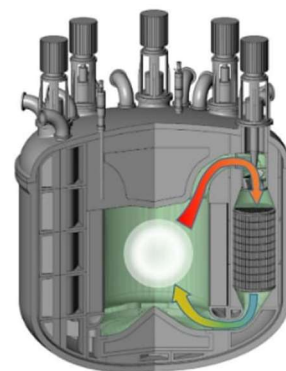
Сл. 11.24. MSR (Molten salt reactor)

Една варијанта на MSR е брзиот реактор за стопена флуоридна сол (MSFR). MSFR се смета за одржлив бидејќи кај него не се појавува недостиг на гориво. Теоретски работењето на MSFR не генерира или бара големи количини трансураниумски (TRU) елементи. Кога ќе се постигне стабилна состојба во MSFR, веќе нема потреба од капацитети за збогатување ураниум. Кај нив се применува циклусот на гориво со Ториум и потребни се само мали почетни залихи од ^{233}U . MSFR работат со течено гориво без цврста материја во јадрото и постигнуваат многу поголема специфична моќ во однос на реакторите на цврсто гориво. Во MSFR е потребна мала количина на стопена сол за ладење на реакторот, што овозможува промена на горивото без запирање на реакторот. Ова им дава можност на MSFR да го обработуваат горивото без да го запираат реакторот (сл.11.25).

Стандарден MSFR е реактор со топлинска моќ од 3000 MWt, со вкупен волумен на сол и гориво од 18 m^3 со средна температура на горивото од $750\text{ }^\circ\text{C}$. Обликот на јадрото е компактен цилиндар со однос на висина/дијаметар = 1. Циркулацијата на сол се одвива од врвот до дното со 16 групи на пумпи и топлински изменувачи лоцирани околу јадрото. На солта и горивото им се потребни приближно ($3\div 4$) секунди за да се заврши целиот циклус.

MSFRs содржат систем за итно одводнување што се активира при евентуална хаварија на јадрото. Брзината на циркулација на солта и горивото се регулира со промена на моќта на пумпите во секој сектор. Средната температура на течноста во изменувачите може се регулира со двоен бајпас. Температурата на јадрото може да се прилагоди со менување на процентот на вбригани меури во јадрото со што се намалува густината на солта. Температурата на солта и горивото може да се намали за $100\text{ }^\circ\text{C}$ со користење на 3 % процент на меури. MSFRs имаат два режими на одводнување: контролирано рутинско и хавариско одводнување. При контролирано рутинско одводнување, горивната сол се пренесува во активно ладените резервоари за складирање. Овој тип на одводнување може да се прави на секои $1\div 5$ години. Хавариско одводнување се врши кога ќе се појави неправилност за време на работата. Горивната сол се ќе се исцеди директно во резервоарот за хавариско одводнување со помош на активни уреди или пасивни средства.

Реакторот на висока температура ладен со флуоридна сол (FHR), или таканаречен напреден реактор на висока температура (AHTR) е исто така предложена варијанта на реактор на стопена сол од IV генерација. Реакторот FHR/AHTR користи систем со цврсто гориво заедно со стопена флуоридна сол како средство за ладење. Горивото кај нив е дисперзирано



Сл. 11.25. MSFR реактор

во графит. Овие реактори ги имаат следните карактеристики: точката на испарување на стопената сол е $>1400\text{ }^{\circ}\text{C}$, ладење при низок притисок што може да се користи за производство на водород (повеќето термохемиски циклуси бараат температури над $750\text{ }^{\circ}\text{C}$), подобра ефикасност на НТЕЦ, користи пасивни безбедносни системи и се одликува со подобро задржување на производите од фисија во случај на хаварија.

Реакторите што содржат стопена ториумова сол, наречени реактори со течен флуорид на ториум (LFTR) го користат циклусот на горивото на ториумот (сл. 11.25).

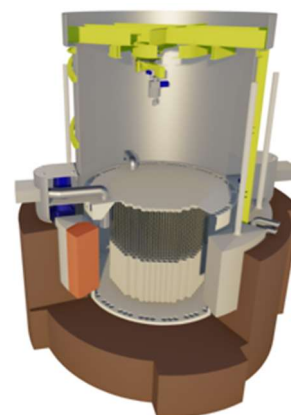
Реакторот со стабилна сол е релативно неодамнешен концепт кој статично го задржува горивото во стопената сол поставени во традиционални горивни елементи на LWR. Пумпањето на горивната сол и сите проблеми со корозија, таложење, одржување, кои произлегуваат од циркулацијата на високо радиоактивна, топла и хемиски сложена течност, повеќе не се актуелни.

Во групата на SFR (Sodium Fast Reactor), односно брзи реактори со течен натриум за ладење, спаѓа реакторот BN-600 со електрична моќ од 600 MW. Нуклеарниот реактор BN-600 е направен со интегрален распоред на опремата, во кој опремата на јадрото и примарниот круг (главните циркулациони пумпи и средните изменувачи на топлина) се наоѓаат во садот под притисок на реакторот. Садот на реакторот е цилиндричен со елипсовидно дно и конусен горен капак со единаесет вратови со ротационен приклучок, пумпи за примарно коло, средни изменувачи на топлина, лифтови на системот за претовар на снопот на гориво. Цилиндричниот дел од садот е поврзан со дното со заварување преку преоден потпорен прстен, на кој е инсталиран потпорен појас, кој претставува основа на носечката конструкција на садот на реакторот. Во него се поставени три одводни комори за натриум што излегува од топлинските изменувачи (сл. 11.26). [99]

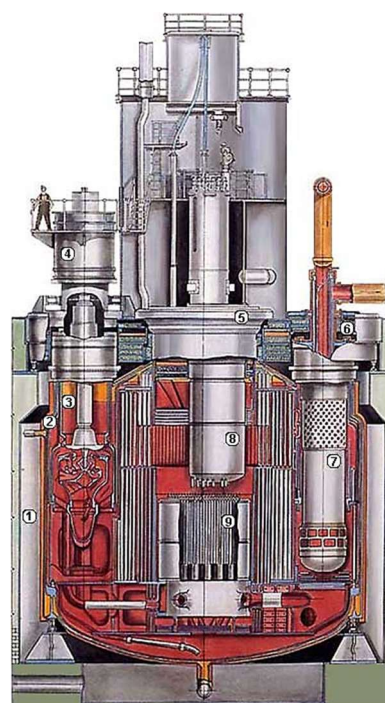
Во реакторскиот сад се поставени снопите на гориво кои го формираат јадрото, примарната заштита од зрачење, топлинските изменувачи, главните циркулациони пумпи од примарната контура. Во центарот на горниот дел на реакторот е поставен ротационен уред, кој се состои од големи и мали ексцентрично поставени ротациони приклучоци. На малиот ротационен приклучок се монтирани актуаторите на системите за контрола и заштита и полнење на гориво.

Реакторот е поставен во бетонска шахта со дијаметар од 15 m. Реакторскиот сад е изработен од не'рѓосувачки челик Kh18N9.

Јадрото е составено од хексагонални снопови на гориво од касетен тип. Склопот на горивото се состои од прачки за гориво, куќиште, глава за држење на склоповите на



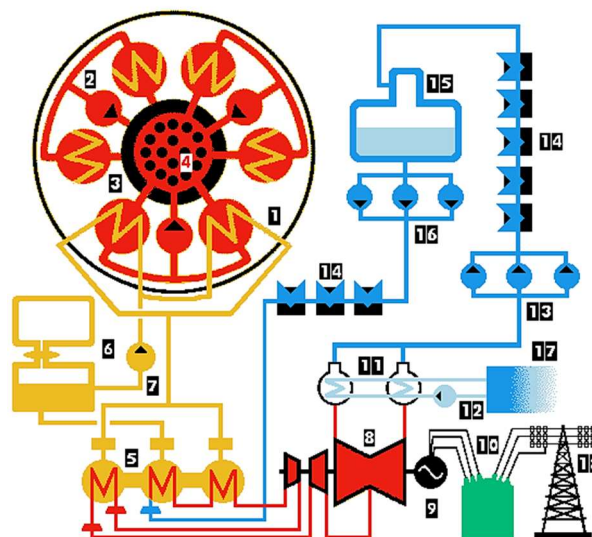
Сл. 11.25. Реактор со стабилна сол



1. Шахта; 2. Тело; 3. Главна циркулациона пумпа на 1 круг; 4. Мотор на пумпата; 5. Голем вртлив приклучок; 6. Заштита од радијација; 7. Топлински изменувач натриум-натриум; 8. Централен ротационен столб со механизми; 9-Активна зона.

Сл. 11.26. Пресек на BN-600 реактор

горивото за време на полнењето гориво и стебло на кое се инсталирани сноповите на горивото. Прачките за гориво се поврзани едни со други со елементи за прицврстување и заштитени со капак, кој ги врзува сите делови од склопот на горивото во една целина. Елементите на горивото по должината на јадрото се полни со таблети направени од збогатен ураниум оксид (или смеса од ураниум оксид) и плутониум оксид, а над и под јадрото се поставени крајни екрани направени од таблети на отпаден ураниум оксид. Гасните шуплини над нивото на натриум во реакторот се полни со аргон (сл. 11.27).



1. Реактор; 2. Главна циркулациона пумпа на 1 круг; 3. Топлински изменувач; 4-Снопови за гориво; 5. Генератор на пара;
6. Собирни резервоари; 7. Главна циркулациона пумпа на 2 круг; 8. Турбинска постројка; 9. Генератор; 10. Трансформатор;
11. Кондензатори; 12. Циркулациони пумпи; 13. Кондензациони пумпи; 14. Регенеративни загревачи; 15. Деаератор;
16. Напојни пумпи; 17. Ладилни кули; 18. Снабдување со електрична енергија;

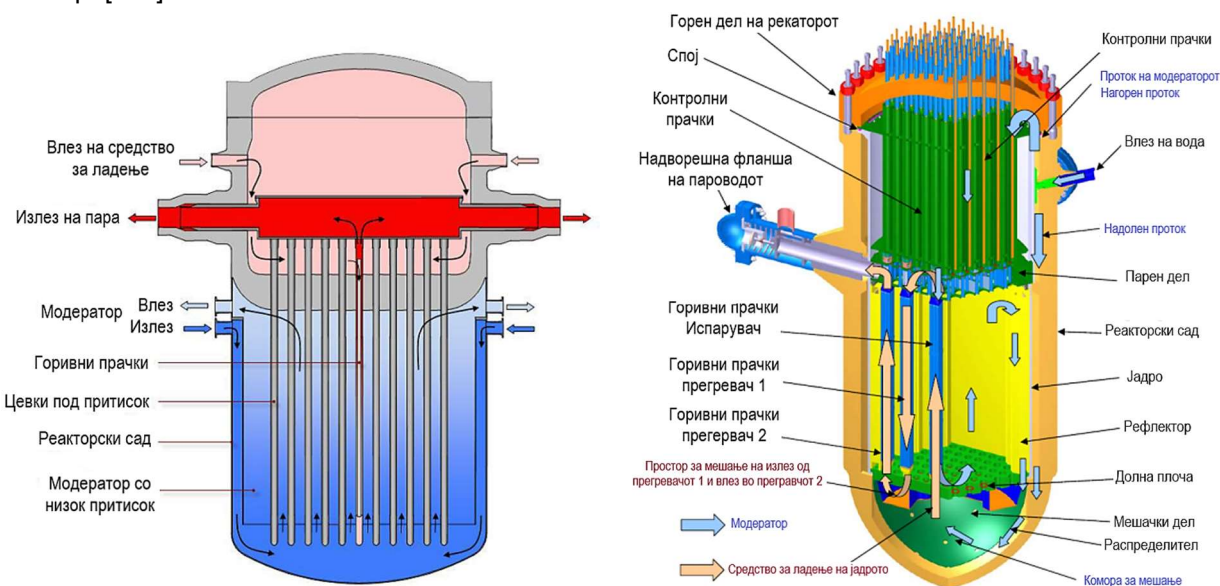
Сл. 11.27. Топлинска шема на НТЕЦ со BN-600 реактор

SCWR се суперкритични реактори ладени со лесна вода на термички и брзи неутрони со суперкритични параметри на парата (притисок 25 МПа, температура над 500 °С);

Основната идеја за изградба на овие реактори е во покачувањето на параметрите на термодинамичкиот парен циклус, односно покачување на параметрите на влезот во парната турбина, што предизвикува постигнување повисоки КПД и намалување на специфичниот волумен на парата по единица произведена енергија. Денес во светот се оди на изградба на НТЕЦ со парен циклус со суперкритични параметри на парата (критични параметри за вода се притисок од 22,1 МПа и температура 374 °С).

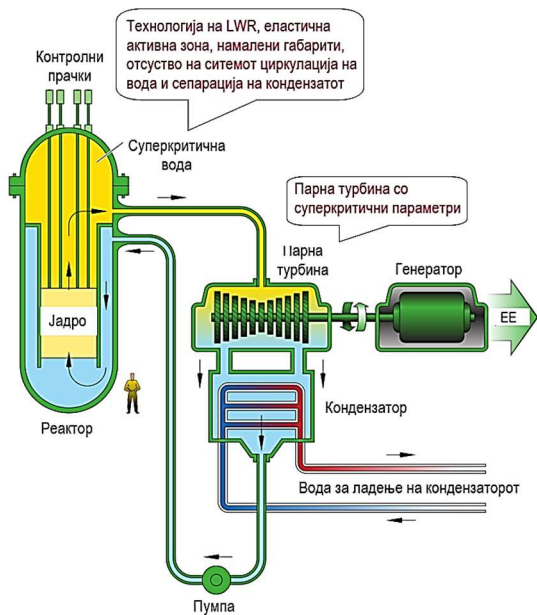
Со зголемување на моќноста на класичните ТЕЦ и НТЕЦ, се покажало дека е оправдано да се зголеми почетниот притисок на парата од 9 на 25 MPa и температурата на (500÷600) °C. Преминот од притисок од (10÷14) MPa до притисок од 25 MPa траел околу 15 год. Паралелно се започнало со примена на меѓупрегревање (повторно прегревање) на парата помеѓу цилиндарот за висок и низок притисок кај парните турбини.

Паралелно со развојот на конструкцијата на парните турбини, почнале да се развиваат и НТЕЦ со реактори ладени со вода под притисок (PWR). За таа цел се развивале нови PWR со покачен притисок на водата за ладење над 16 MPa. Преминот кон суперкритични параметри на парата се овозможува со комбинирање на реактор ладен со вода под притисок (VVER, PWR) и реактор ладен со вода што врие (BWR, SWR), во кој водата останува во еднофазна состојба (како кај PWR). Тоа довело до создавање на SCWR реакторите. На [сл. 11.29](#) е даден пресек на SCWR и HPLWR, односно европски SCWR реактор. [103]

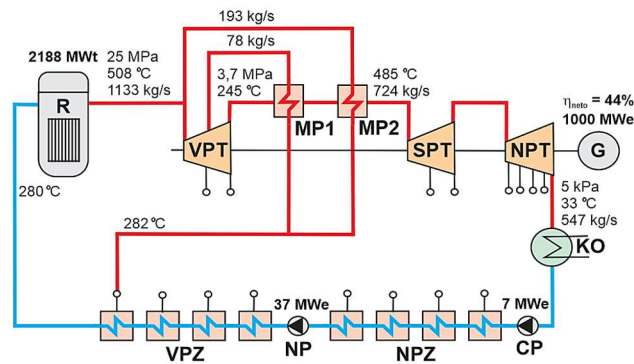


Сл. 11.29. Пресеци на SCWR и HPLWR (Европски SCWR) [103]

На [сл. 11.30](#) е прикажана принципиелна шема на НТЕЦ со SCWR реактор. Реакторите од овој тип се одликуваат со намалени габарити и примена на еластична активна зона. Реакторската постројка нема потреба од генератори и сепаратори на пара, со што се поедноставува целата конструкција на реакторската постројка.

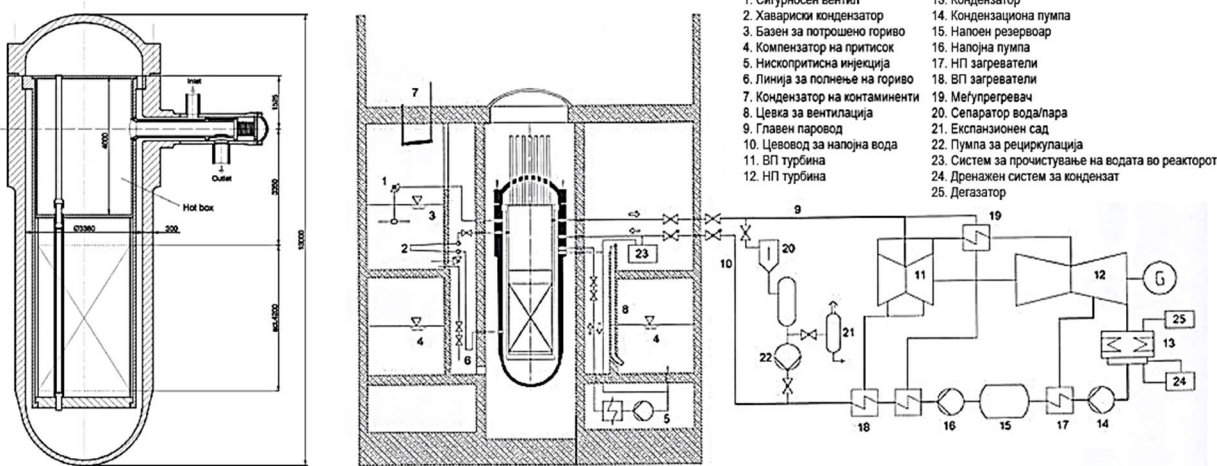


Сл. 11.30. Принципиелна шема на НТЕЦ со суперкритични параметри со SCWR реактор



- R – HPLWR реактор
- MP1 – меѓупрегревач 1
- MP2 – меѓупрегревач 2
- VPT – високопритисна парна турбина
- SPT – среднопритисна парна турбина
- NPT – нископритисна парна турбина
- G – генератор
- KO – кондензатор
- VRZ – високопритисни загреватели на НВ
- NPZ – нископритисни загреватели на НВ
- NP – напојна пумпа
- CP – циркулациона пумпа

Сл. 11.31. Технолошка шема на НТЕЦ со суперкритични параметри со HPLWR реактор



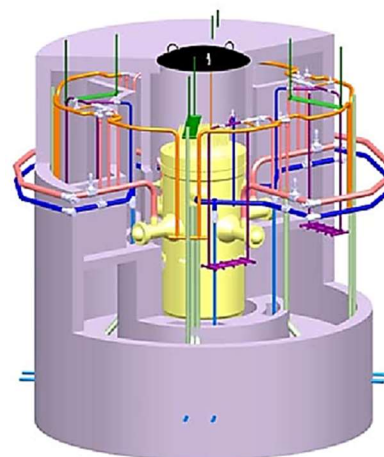
Сл. 11.32. Пресек на HPLWR и технолошка шема на НТЕЦ

На сл. 11.31 е прикажана топлинска шема на НТЕЦ со суперкритични параметри со HPLWR реактор (High Pressure Light Water Reactor). Водата влегува во нуклеарниот реактор со температура од 280°C и притисок од 25 MPa. Во јадрото на реакторот водата/парата се загрева до околу 500 °C. Добие-ната свежа пара оди директно во парната турбина (како кај BWR реакторите). Шемата на НТЕЦ е со една контура и нема потреба од примена на генератори и сепаратори на пара. Парнотурбинскиот дел е изведен со меѓупрегревање на парата помеѓу цилиндрите за висок и среден притисок на турбината. Меѓупрегревањето се изведува со топлински изменувачи со помош на свежа пара. На тој начин се зголемува ефикасноста на парнотурбинската постројка и општо на НТЕЦ.

Подоцна се развиени концепти за нуклеарни реактори ладени со вода при суперкритични параметри со термички SCLWR и брзи SCFR со практично иста топлинска шема. Голема предност на овој концепт е можноста за користење на постојната сервиска опрема кај НТЕЦ. Топлинските шеми на нуклеарните центри со термички и брзи реактори, при речиси исти температурни услови можат да дадат битен придонес во развојот на НТЕЦ (сл. 11.32).

Во случај на хаварија на нуклеарен реактор со суперкритични параметри на парата, прво во јадрото се воведуваат контролните шипки за да се намали реактивноста. Потоа со помош на пасивни системи за заштита се намалува притисокот и отстранува преостанатата топлина во реакторот (сл. 11.33).

Во таб. 11.4 е дадена споредба на карактеристиките на активната зона за различни типови на реактори. Од табелата може да се види дека реакторите SCFR и SCLWR кои работат при суперкритични параметри постигнуваат значително повисоки КПД од усовершениот ABWR реактор.



Сл. 11.33. Системи за заштита кај HPLWR

Таб. 11.4. Споредба на карактеристиките на активната зона на различни реактори:

Карактеристика	Тип на реактор		
	ABWR усовершен	SCLWR термички	SCFR брз
Топлинска/електрична моќ, MW	3926/1356	3586/1570	3993/1728
Притисок, MPa	7,2	25,0	25,0
КПД, %	34,5	44,0	44,4
Материјал на обвивка на горивните елементи	Zr	Ni-легура	Ni-легура
Број на горивни елементи	872	211	419
Среден пренос на топлина, MW/m ³	50,6	101	144
Висина/дијаметар на активната зона, m	3,71/5,16	4,20/3,28	3,20/3,28
Температура на средството за ладење на влез/излез, °C	278/287	280/580	280/526
Проток на напојна вода, kg/s	2122	1816	1694
Проток на вода низ активната зона, kg/s	14500	1816	1694
Проток на напојна вода на единица моќ, kg/Ws	1,56	1,16	0,98

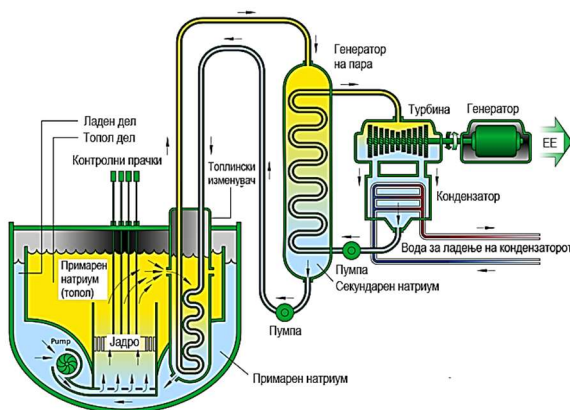
Примената на брзите реактори има голем потенцијал во насока на зголемување на економската ефикасност. Ова се должи на оптимизацијата на циклусот на гориво и постигнувањето на високи нивоа на согорување на нуклеарно гориво (над 150 MWden/kg), што е трипати повисоко отколку кај современите нуклеарни реактори ладени со лесна вода. Брзите реактори се оспособени да произведуваат ново гориво и да користат трансураниумски елементи како гориво, што во комбинација со преработка на потрошеното нуклеарно гориво од нуклеарните реактори со лесна вода, ја намалува количината на радиоактивен отпад. Овие реактори се гаранција за одржливо производство на енергија и оптимално управување со потрошеното нуклеарно гориво. Брзите реактори треба да ги обезбедуваат следните параметри: температура на средството за ладење на излезот од јадрото од (530÷560) °C, топлинска моќ на јадрото од (1000÷5000) MW и согорување на нуклеарно гориво од (150÷200) MWden/kg.

Во светот работат околу 20 нуклеарни реактори со течен метал како средство за ладење. Најголемо искуство се постигнало со реактори ладени со течен натриум.

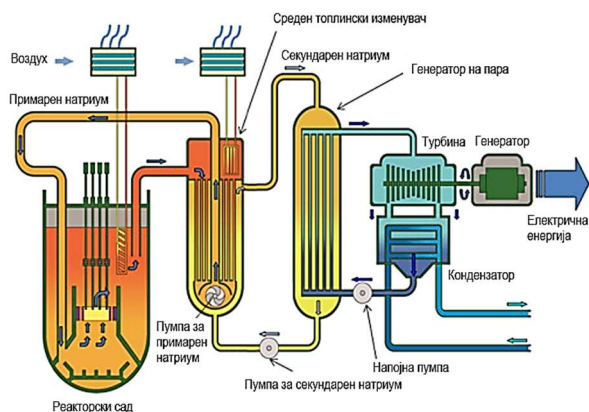
Од страна на General Electric, САД е развиен проектот Super-PRISM, напреден компактен модуларен нуклеарен реактор со пасивно ладење. Модулот има топлинска моќ од 1000 MW и работна температура од 510 °C, а примарниот круг е од типот на базен, ладен со натриум. Горивото е плутониум и осиромашен ураниум во форма на оксид или метал. При повторна обработка на горивото не се отстрануваат актинидите (изотопи на нептуниниум, плутониум, америциум и кириум). Кампањата за гориво во реакторот е 6 години, а на секои две години се отстранува една третина гориво од јадрото. НТЕЦ е составена од шест реакторски модули, кои произведуваат електрична моќ од 2280 MWe, а трошоците за производство на електрична енергија се помали од 3 цент/kWh. Проектот Super-PRISM ги исполнува критериумите за реактори од IV генерација.

НТЕЦ со реактори ладени со натриум може да бидат изведени со две и три контури. На сл. 11.34 е прикажана НТЕЦ со две контури. Во примарната контура струи натриум, кој топлината преку генераторот на пара ја предава во секундарната контура во која струи вода/пара. Парата се искористува во водено-парен циклус, односно класична парнотурбинска постројка за производство на електрична енергија. На сл. 11.35 е прикажана НТЕЦ со три контури. Во примарната контура струи примарен натриум, кој топлината ја предава во средниот топлински изменувач на секундарниот натриум кој струи во секундарната контура. Секундарниот натриум топлината ја предава преку генераторот на пара на

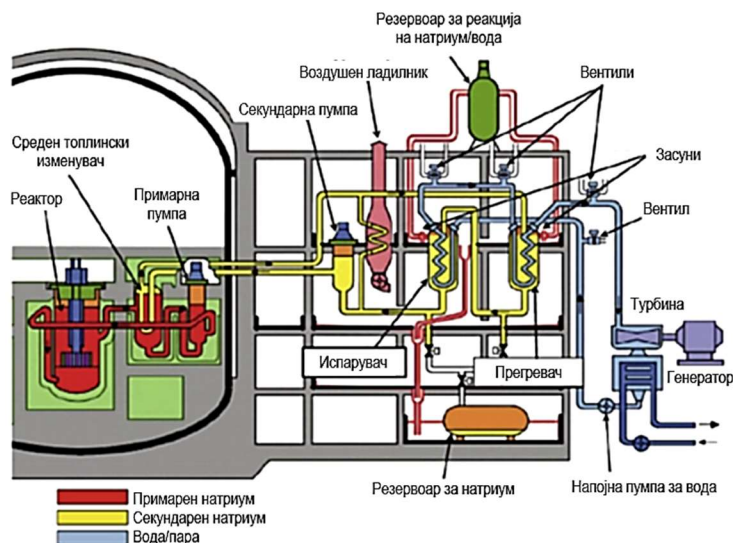
третата контура во која струи вода/пара, која пак се искористува во парнотурбинска постројка за производство на електрична енергија.



Сл. 11.34. Шематски приказ на двоконтурна НТЕЦ со реактор ладен со натриум



Сл. 11.35. Шематски приказ на триконтурна НТЕЦ со реактор ладен со натриум



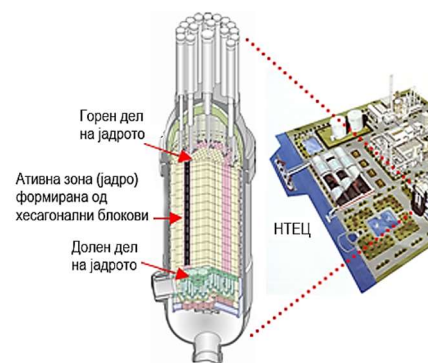
Сл. 11.36. Шематски приказ на триконтурна НТЕЦ со реактор ладен со натриум со високи параметри на парнотурбинската постројка

На сл. 11.36 е прикажана триконтурна НТЕЦ со реактор ладен со натриум со високи параметри на парнотурбинската постројка. Втората контура се состои од испарувач и прегравач на парата.

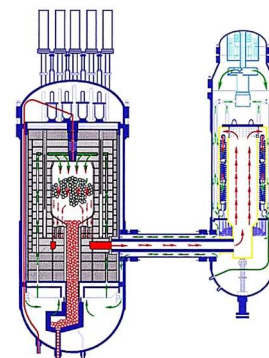
HTGR (High Temperature Graphit Reactor) е тип на реактор кој може да постигне висока излезна температура на средството за ладење до 750 °C. Постојат два главни типа на HTGR, односно реактори со слој од гориво (PBR) и призматични блок-реактори (PMR) (сл. 11.37 и 11.38). Призматичниот блок-реактор е со конфигурација на јадрото со призматичен блок, во кој хексагоналните графитни блокови се поставени во цилиндричен реакторски сад под притисок. Дизајнот на реакторот со слој од гориво (PBR) се состои од гориво во форма на топчиња, истурени во цилиндричен сад под притисок.

Во HTGR модераторот е изработен од графит кој претставува сигурна матрица за зафаќање гориво од ураниум, како и производи од фисија. Како средство за ладење на јадрото се користи хелиум. Неговиот притисок е 4 MPa, а максималната температура на загревање се движи (700÷900) °C. Хелиумот може да биде искористен директно во гасотурбинска постројка или преку генератор на пара во парнотурбинска постројка. Топлината на хелиумот може да се искористи и за термохемиско производство на водород.

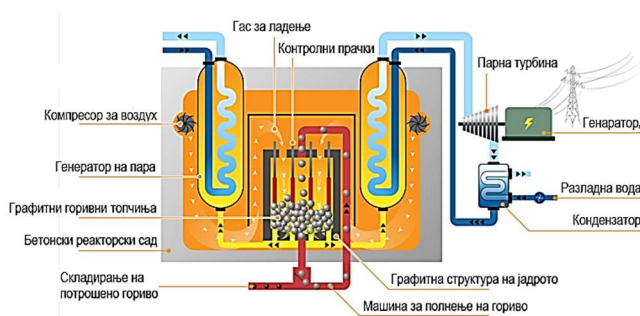
На сл. 11.39 е прикажана шема на НТЕЦ со HTGR (PBR) реактор за производство на електрична енергија во парнотурбинска постројка, а на сл. 11.40 е прикажана шема на постројка за производство на водород со HTGR (PMR) реактор.



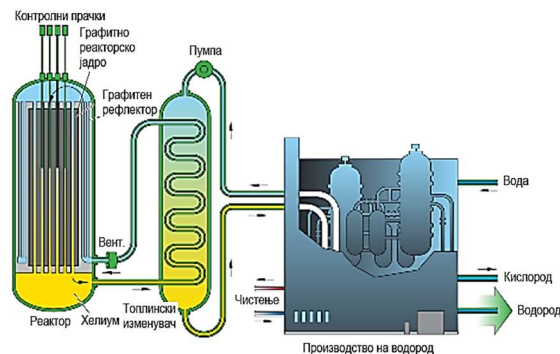
Сл. 11.37. Изглед на PMR реактор



Сл. 11.38. Изглед на PBR реактор



Сл. 11.39. Шема на НТЕЦ со HTGR (PBR) реактор за производство на електрична енергија



Сл. 11.40. Шема на постројка за производство на водород со HTGR (PMR) реактор.

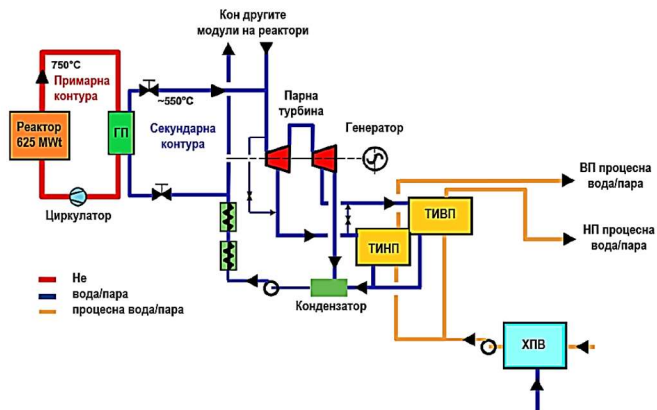
На сл. 11.41 е даден пресек на реакторската зграда во која е поставен HTGR реактор и генераторот на пара. Поставувањето на реакторот во однос на генераторот на пара зависи од нивните димензии и изведбата на генераторот на пара.

Во таб. 11.5 се прикажани параметрите на изведена НТЕЦ со HTGR реактор со електрична моќ од 210 MWe.

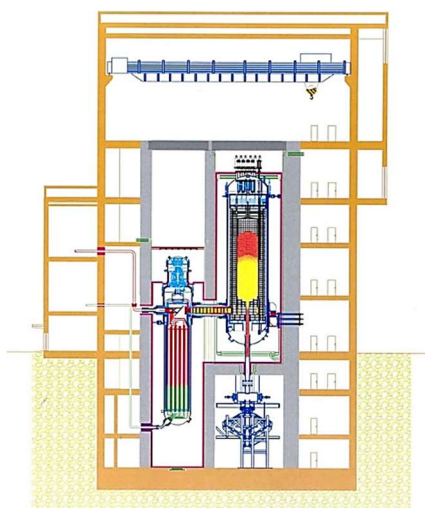
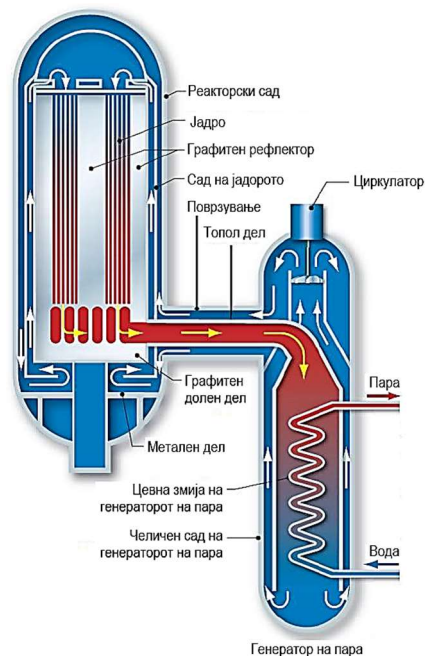
Таб. 11.5. Параметри на НТЕЦ со HTGR реактор со моќ од 210 MWe:

Параметар	Вредност	Димензија
Електрична моќ	210	MWe
Топлинска моќ на реакторот	2x250	MWt
Работен век	40	год
Средна густина на моќ на јадрото	3,22	MW/m ³
Електричен КПД	42	%
Притисок на He во примарниот круг	7	MPa
Температура на He во реакторот влез/излез	250/750	°C
Гориво	UO ₂	
Количина на метал во горивните елементи	7	g
Збогатување на свежото гориво	8,9	%
Дијаметар на јадрото	3	m
Височина на јадрото	11	m
Број на горивни елементи во реакторот	420000	
Средно согорување на горивото	90	CWd/tU
Притисок на парата	13,24	MPa
Температура на парата	566	°C
Температура на напојната вода	205	°C
Проток на свежа пара	673	kg/s

На сл. 11.42 е прикажана НТЕЦ со HTGR реактор со комбинирано производство на електрична и топлинска енергија (процесна пара со висок и низок притисок). Во првата контура струи хелиум, како средство за ладење на реакторот. Хелиумот топлината ја предава во генераторот на пара на водата од втората контура. Добиената пара со висока температура околу 550 °C се искористува во кондензациона парна турбина со две регулирани одземања (со висок и низок притисок). На генераторот се добива електрична енергија, а одземањата на пара се користат преку топлински изменувачи за загревање на процесна пара.

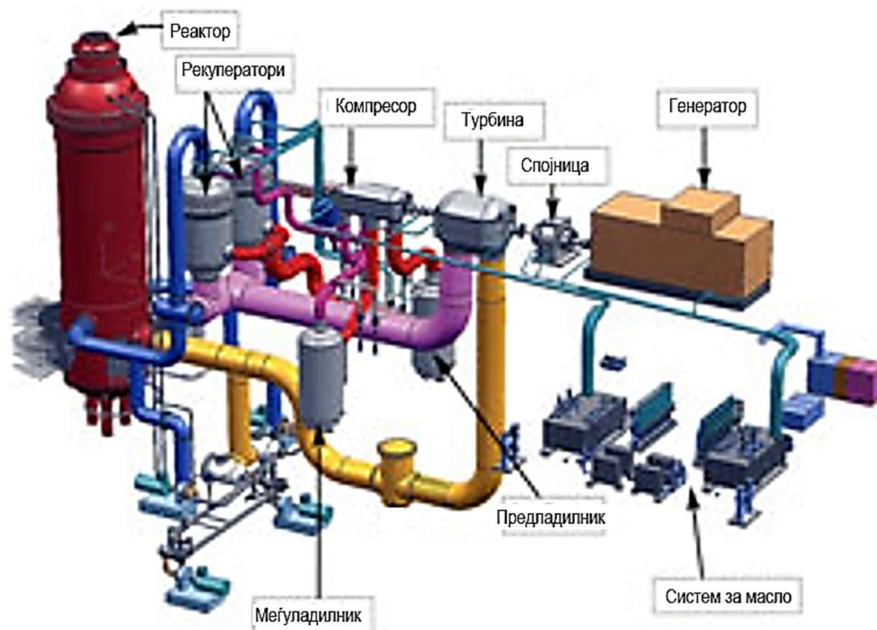


Сл. 11.42. НТЕЦ со HTGR реактор со комбинирано производство на електрична и топлинска енергија



Сл. 11.41. Пресек на реакторската зграда со HTGR и генераторот на пара

На сл. 11.43 е прикажана блок НТЕЦ со PBR со моќ 400 MWt со гасотурбинска постројка за производство на електрична енергија.



Сл. 11.43. Блок НТЕЦ со PBR со моќ 400 MWt со гасотурбинска постројка

НТЕЦ е составена од високотемпературен нуклеарен реактор PBR ладен со гас и гасотурбинска постројка чии параметри и карактеристики ги задоволуваат барањата за реактори од четврта генерација. Оваа НТЕЦ покрај за производство на електрична енергија е погодна за производство на топлинска енергија, водород и за други производни процеси. Електричната моќ на овие НТЕЦ се движи од (300÷700) MWe.

Температурата на хелиумот на влезот во јадрото на реакторот PBMR е 500°C, а на излезот од реакторот е 900°C. Топлото средство за ладење што го напушта јадрото при притисок од 9 MPa и проток од 185 kg/s ја погонува гасотурбинска постројка составена од два компресора (со низок и висок притисок) и гасна турбина.

11.2. Примена на ново нуклеарно гориво со затворен циклус

Поради интензивното подобрување на постојните дизајни на нуклеарни реактори и развојот на реактори од четвртата генерација со критични и суперкритични параметри, во светот се дава предност на затворениот циклус на нуклеарно гориво. Создавањето на затворен циклус на нуклеарно гориво вклучува обработка на искористеното нуклеарно гориво добиено со екстракција од ураниум и трансураниумски елементи (плутониум, нептунум, кириум, американциум) и нивно враќање во циклусот на гориво на НТЕЦ со соодветна подготовка на смеса на гориво за горивните елементи. Ова бара создавање економски исплатлива технологија за радиохемиска обработка на искористеното нуклеарно гориво, која би била конкурентна на екстракцијата на природен ураниум. При тоа неопходно е да се има предвид радијационата безбедност на оперативниот персонал, затоа што потрошеното гориво содржи елементи со високо ниво на радиоактивност (радиотоксичност). [93,104,105]

Радиотоксичноста на потрошеното гориво зависи од видот на горивото (ураниум UO_2 , смеса на гориво ураниум-плутониум (U, Pu) O_2), енергетскиот спектар на неутрони во јадрото на реакторот (типот на реакторот), согорувањето на горивото и времето на складирање по празнење на реакторот.

Вкупната радиоактивност на потрошеното гориво од VVER-1000 во текот на првите 200 години од неговото складирање се определува главно од продуктите на фисија и падови од $1,4 \cdot 10^5$ по 1 година изложеност на 200 TBq. По 200 години складирање, придонесот на актинидите во потрошеното гориво е околу 300 TBq и ќе се намалува многу бавно за време на природното радиоактивно распаѓање до 100 TBq по 1000 години и до 13 TBq по 25000 години складирање. Топлината на распаѓање на потрошеното гориво варира од 2 kW/tm по 1 година складирање до 65 W/tm по 1000 години, каде што tm е еден тон тежок метал.

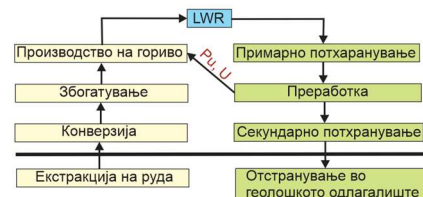
Временската зависност на радиотоксичноста на потрошеното гориво од UO_2 е до 106 години и содржи изотопи на плутониум и нивни производи на распаѓање. Зголемувањето на согорувањето на горивото UO_2 доведува до речиси линеарна пропорционална акумулација на актиниди и производи на фисија во потрошеното гориво, зголемување на неговата активност и радиотоксичност.

11.3. Начини за намалување на радиотоксичноста на потрошеното нуклеарно гориво кај НТЕЦ

Радијациона обработка на потрошеното гориво. Радијален излез од прекумерна акумулација на потрошено гориво со реално намалување на радиотоксичноста и количината на отпад што треба да се отстрани е неговата повторна обработка со екстракција на ураниум и плутониум од него и примена на рециклирање на горивото. При тоа, главната фракција на ураниум и плутониум (99,9 %) се извлекува од потрошеното гориво и само мал дел претставува отпад на високо-радиоактивно ниво, кој се испраќа на конечно складирање во геолошките одлагалишта. [93]

Употребата на смеса на гориво од ураниум-плутониум оксид (MOX) е драстично зголемена кај лесноводните реактори. Големите количини на PuO во светот успешно се претвораат во MOX гориво (на пример во Франција, Германија, Швајцарија, и Русија).

Наједноставниот метод за рециклирање плутониум е при употреба на горивни елементи со мешан оксид (U, Pu)O₂ и MOX (FA) во лесноводните реактори (сл. 11.44). Во реакторите со лесна вода (VVER и PWR) како гориво се користи збогатен ураниум, а како продукт се добива плутониум, кој делумно согорува за време на стационарната работа на реакторот, а повеќе од 30 % од енергијата се генерира при реакции на фисија на плутониум (таб. 11.6). [93,104,105]



Сл. 11.44. Рециклирање на плутониум при употреба на горивни елементи со мешан оксид (U, Pu)O₂ и MOX (FA) во LWR

Таб. 11.6. Изотопски состав на плутониумот по неколкукратно негово искористување во LWR со смеса на гориво ураниум-плутониум:

Масен број на изотоп на Pu	Првична содржина во произведеното ураниумско гориво, масени %	Состав на изотопот, масени % по одреден број на искористувања (завртувања)				
		1	2	3	4	5
238	1	1,5	2	2	2,5	3
239	56	46	42	40	39	38
240	26	30,5	32	32,5	33	33,5
241	12	14	14,5	15	14,5	14
242	5	8	9,5	10,5	11	11,5

За производство на MOX гориво треба да се користи плутониум (извлечен од потрошеното гориво на реактори од типот VVER), кога сè уште не е потребно да се прочисти од ²⁴¹Am (²⁴¹Pu → ²⁴¹Am, полураспад T_{1/2} = 14,4 години), односно во текот на првите три години од складирањето и по повторната обработка на потрошеното гориво. Кај реакторите VVER бројот на горивните прачки со MOX гориво не треба биде поголем од 1/3 од вкупниот број на горивни прачки во јадрото. Ова ограничување се должи на фактот дека поголеми количини на MOX гориво, енергетскиот спектар на неутроните станува поригиден

и се намалува апсорпцијата на неутроните од контролните прачки и борот внесен во средството за ладење.

Масата на MOX горивото се менува од 35 kg плутониум пред употреба на 25 kg по употребата. Тоа е стандардна потрошувачка на плутониум од 10 kg по сноп на UO₂. Денес многу реактори работат со 30 % оптоварување на јадрото со MOX гориво. Зголемувањето на количината на MOX во реакторот до 100 %, предизвикува максимално искористување на плутониумот, но како последица на тоа потребна е промена на односот модератор/гориво во реакторот.

Повисока потрошувачка на Pu може да се постигне со примена на инертна матрица за гориво, затоа што кај неа не постои извор на формирање на плутониум во горивото (²³⁸U). Сепак, примената на инертна матрица за гориво влијае на Доплеровиот коефициент што предизвикува недостаток на резонантна апсорпција на неутрони во ²³⁸U.

За пренамена на реакторите од типот VVER за целосно оптоварување со MOX гориво, потребни се мали промени во конструкцијата на бројот на контролни прачки, затоа што ефикасноста на контролните прачки се намалува на 80 %.

Бројот на фази на рециклирање кај LWR реакторите е ограничен поради зголемувањето на концентрацијата на изотопи на плутониум кои не се фисибилни во термичкиот неутронски спектар и се емитери на спонтани неутрони на фисија (таб. 11.7). [93]

Таб. 11.7. Трошоци за смеса на гориво ураниум-плутониум (MOX), \$/kg:

	Збогатен ураниум	MOX
Природен ураниум	400	-
Збогатен ураниум (до 4,4% по ²³⁵ U)	600	-
Извлекување на плутониум од потрошеното гориво	-	5600
Комерцијализација на генерираниот ураниум (збогатување до 1,2% по 235 TJ)	-	420
Изработка на горивни елементи	300	1300
Вкупно	1300	6480

Постои можност во еден горивен циклус да се користи само ураниум, а плутониумот останува во отпадот. Во овој случај, концентрацијата на плутониум во отпадот ќе биде многу висока, односно односот на масата на плутониумот со производите од фисијата ќе биде 10:35 (kg/tU). Таквиот отпад сè уште не е доволно проучен, а воедно е потребно да се развијат комерцијални брзи реактори со јадро што содржи околу 15 % Pu и 85 % ураниум во форма на смеса на оксиди или карбиди.

Истражувањата покажале дека затворениот циклус на гориво кај термичките LWR реактори не го решава целосно еколошкиот проблем, односно извлекување на плутониумот од потрошеното гориво и негово рециклирање во MOX гориво.

При процесот на рециклирање, фисибилните изотопи на плутониум ^{239}Pu и ^{241}Pu согоруваат и продолжуваат да се акумулираат во високо радиотоксични елементи, односно изотопи ^{240}Pu и ^{242}Pu , кои не се фисибилни во термичкиот неутронски спектар и актиноиди.

Сепак, земјите што изградиле големи радиохемиски постројки (Франција, Англија, Јапонија, Русија) продолжуваат со преработката на потрошено гориво наменето за LWR. Постапката е скапа, а трошоците ги покриваат со зголемување на тарифите за електрична енергија. САД и други земји не прават преработка на потрошеното гориво и претпочитаат негово долгорочно складирање, што се покажало економски исплатливо. Но, ризиците за животната средина се зголемуваат поради акумулација на високо радиоактивен отпад.

Подобрување на системите за обработка на потрошеното гориво. Затворањето на циклусот на нуклеарно гориво доведува до значително намалување на потрошувачката на природен ураниум и скоро целосно уништување на актиноидите. Затоа е потребна изградба на НТЕЦ со брзи реактори, кои се способни да ги обработуваат најдолговечните актиноиди (Pu, Np, Am, Cm) во производи за фисија со пократко траење.

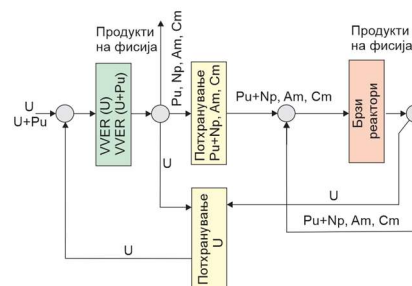
Во Русија постојат реактори од типот BN-600 или BN-800, кои користат стандарден состав на гориво во форма на смеса од ураниум и плутониум оксиди. Кога смесата на гориво од плутониум би се искористила во реактори VVER-1000 (1,5 % ^{238}Pu ; 60% ^{239}Pu ; 22% ^{240}Pu ; 12% ^{241}Pu ; 4,5% ^{242}Pu) во 10 % тешки атоми при согорување на смесата на гориво би се појавиле во забележителна количина нови актиноиди (Am, Cm, ^{238}Pu), со високо ниво на радиотоксичност. Тогаш, не се случува само согорување, туку и репродукција на плутониум.

Плутониумот кај брзите реактори од типот BN може просторно да се одвои во сноповите на гориво од суровиот ^{238}U од кој се репродуцира плутониум, а горивните елементи и суровото гориво може да се преработуваат со користење на различни технологии. Потребните технолошки својства на прачката за гориво се обезбедуваат со користење инертен разредувач (метали со просечна атомска маса, висока топлинска спроводливост и умерени пресеци на апсорпција на неутрони во јадрото).

На сл. 11.45 е дадена нуклеарна енергетска принципиелна шема на термички VVER-1000 реактор со ураниумско гориво (UO_2) или со 30 % оптоварување на јадрото со смеса на гориво ураниум-плутониум (MOX) и брз реактор со две различни јадра (таб. 11.8), додека во таб. 11.9 е прикажана количината на произведени актиноиди.



Изградба на BN-800 (Русија)



Сл. 11.45. Нуклеарна енергетска принципиелна шема кај термички и брзи реактори

Таб. 11.8. Карактеристики на активната зона кај брзи реактори BN-800:

	Вид гориво	Волуменски дел на горивото	Средно збогатување по Pu, %	Согорување на актиноиди, kg/GWgod
1	Гориво со зголемено збогатување по плутониум	0,29	37	57
2	Гориво на основа на инертна матрица без ²³⁸ U	0,10	100	110

Таб. 11.9. Количина на произведени актиноиди kg/GWgod:

Гориво	Плутониум					Нептуниум	Америциум		Кириум		
	238	239	240	241	242		241	243	242	244	245
Атомска маса	2,8	121,7	53,2	27,5	12,8	7,1	6,4	2,6	-	1,0	-
Ураниумско гориво	6,8	160,1	96,7	56,9	31,8	11,2	8,0	9,1	0,05	4,0	0,2
MOX гориво											

При рециклирање на горивото во системот, се случува бавно зголемување на содржината на актиниди во горивото кај брзиот реактор. Кај реакторот VVER на ураниумско гориво, изотопска рамнотежа се воспоставува по околу 17 циклуси, а кај брзиот реактор по 25 циклуси. Рамнотежниот состав на горивото се карактеризира со зголемување на процентот на Np, Am, Cm од 10÷13 % кај VVER-1000 и до 15÷17 % кај VVER-1000 со оптоварување од 30 % со ураниум-плутониум (MOX) гориво.

Во таб. 11.10 е прикажан рамнотежниот состав на горивото кај брзиот реактор кој работи како термички реактор на ураниумско гориво. Бројот на актиноиди од VVER-1000 кој може да се искористи во реакторот BN-800 при затворен циклус на горивото е даден во таб. 11.11.

Таб. 11.10. Состав на горивото кај VVER – брз реактор, kg/t:

Изотоп	Модел 1				Модел 2	
	Согорување, 10%		Согорување, 20%		Согорување, 50%	
	1 год.	3 год.	1 год.	3 год.	1 год.	3 год.
235U	2,4	2,3	2,1	2,1	-	-
238U	564,1	575,9	521,4	516,4	-	-
238Pu	12,3	14,7	13,5	15,0	46,6	53,5
239Pu	151,4	153,8	170,1	171,6	249,0	250,1
240Pu	137,6	140,3	153,6	155,5	358,7	358,3
241Pu	30,0	26,6	38,1	35,6	80,2	67,9
242Pu	38,6	38,4	47,3	47,4	118,6	119,0
237Np	6,0	6,3	8,0	8,2	17,1	17,8
241Am	12,4	17,9	13,8	17,6	47,2	62,1
242Am	0,7	0,9	0,7	0,8	3,0	3,5
243Am	14,3	14,3	18,0	18,2	46,6	43,7
242Cm	0,2	0,02	0,2	0,02	0,6	0,06
244Cm	7,8	6,8	10,4	9,1	26,3	20,1
245Cm	2,1	1,8	2,7	2,5	5,3	4,0

Таб. 11.11. Број на актиноиди од VVER-1000 кои може да се утилизираат во брз реактор:

Модел	Согорување во брз реактор, %		
	10	20	50
1	1,5 (1)	1,7 (-1,05)	2,6 (2,6)

11.4. Реактори во кои согорува високо радиоактивен отпад од преработка на потрошено гориво

11.4.1. Системи за трансмутација управувани со забрзувач на честички

Неутронски извори од новата генерација. Методот за генерирање на електронуклеарни неутрони заснован на употреба на реакција на нуклеарна спалација на целните јадра на тешки елементи од протони забрзани до високи енергии ($1 \div 1,5$ GeV) е алтернатива на методите кои користат реакции на фузија T(d,n) и фисија (n,f). Целта на теоретските истражувања била да се добие секундарен фисибилен нуклеарен материјал според циклусот ураниум-плутониум или ториум-ураниум. Овие инсталации биле фокусирани на уништување на радиоактивниот отпад од НТЕЦ и производство на секундарно гориво од природен ураниум или ториум, чија употреба би овозможила да се компензираат трошоците за складирање на радиоактивниот отпад. За производство на електронуклеарна енергија искористен е нуклеарен реактор со природен ураниум контролиран од протонски акцелератор LADR (Linear Accelerator Driven Reactor) со длабоко супкритично јадро ($K_{ef} = 0,9$). Факторот на засилување на моќта кај таквите реактори достига до 5 и се определува преку равенката за определување на потребниот број на протони: [93]

$$P = 1 + \frac{E_f}{E_p} \frac{K_{ef}}{1 - K_{ef}} \frac{n}{v} \eta_f \eta_r$$

n – количина на неутрони на еден протон,
 v – количина на неутрони по фисија (распад),
 η_f и η_r – КПД на забрзувачот и реакторот,
 E_f и E_p – енергија на фисија (~ 200 MeV) и протони,
 K_{ef} = ефективен коефициент на фисија на реакторот.

Главната пречка во развојот на овој метод бил создавањето на протонски забрзувач од 1000 MeV со јачина на струја на излезниот зрак од 300 mA, кој работи во режим на континуирано забрзување со ефикасност $\geq 0,5$. Забрзувањето на протоните со струја со јачина на зракот поголема од 100 mA е придружено со големи загуби во неговиот интензитет за време на забрзувањето поради Кулоновото одбивање на честичките во зракот. Тоа важи и за трансмутацијата на актиноиди, кој процес кој се одвива со две реакции: зрачење на неутрони (во термичкиот дел од спектарот) и при реакции на фисија (nf), (n,nf), на брзи неутрони.

Бројот на неутрони во јадрото на супкритичниот реактор зависи од интензитетот на надворешниот извор на неутрони. Реакторот работи како засилувач на неутронскиот флукс, а засилувањето се зголемува кога вредност K_{ef} се доближува до 1.

Вредноста на супкритичноста ($1-K_{ef}$) зависи од енергетскиот спектар при стабилна состојба на неутроните во супкритичното јадро, а е поврзана со делот на одложени неутрони со релацијата $(1-K_{ef}) \ll \beta_{ef}$ и зависи од составот на фисибилните материјали. За брзите неутронски реактори, фракцијата на одложени неутрони варира во опсегот $\beta = 0,0035 \div 0,0042$, а за PWR $\beta = 0,0050 \div 0,0065$.

Максималниот фактор на фисија K_{ef} се одредува на почетокот на рамнотежното согорување на горивото, што започнува по промената на реактивноста при генерирана моќ и ефектите од труење со ксенон и самариум.

Кога реакторот е доведен во стационарен режим, доаѓа до губење на критичноста поради појава на згура на оригиналното гориво. Најголемата загуба на реактивноста се јавува кај нуклеарните реактори со средно бавни неутрони ($E_p \sim 100$ eV), а најмала кај нуклеарните реактори со брзи неутрони. Губењето на реактивноста доведува до зголемување на супкритичноста ($1-K_{ef}$) и намалување на факторот на множење на неутроните $1/(1-K_{ef})$. Губењето на реактивноста кај термичките реактори се јавува поради формирање на производи на фисија ^{135}Xe и ^{149}Sm ($\Delta = (1-K_{ef}) \sim 3\%$), губење на реактивноста за време на напојувањето (поради согорување на горивото и промената на неговата температурата) е $\Delta = (1-K_{ef}) \sim 5\%$, така што $K_{ef}=0,92$ и факторот на множење на неутрони $1/(1-K_{ef})=12,5$. Кај брзите реактори, ефектите од температурата и густината доведуваат до зголемување на супкритичноста при $(1-K_{ef}) \sim 1,1\%$, а труењето со ксенон и самариум е занемарливо и како резултат на тоа $(1-K_{ef}) \sim 2\%$ и факторот на засилување на неутронскиот флукс е $1/(1-K_{ef})=50$.

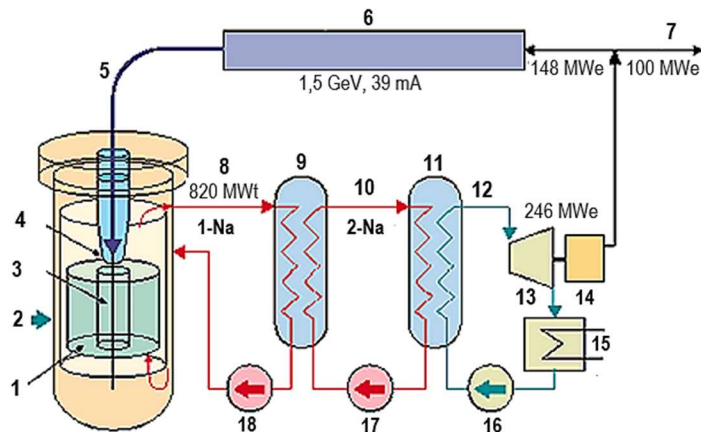
Кога неутронски извор со интензитет I (неутрони/s) се внесува во јадро со волумен V , густината на неутроните внесува $n = I \cdot \tau / V$ (неутрони/cm³), каде што τ е просечниот животен век на генерирање на неутрони.

Неутроните го исполнуваат јадрото и во медиумот за размножување со одредено ниво на супкритичност, со интензитет на неутроните на последователно (временско) множење на изворните неутрони и со последователни генерации неутрони е $F_{ut}=F_{izt}/(1-K_{ef})$.

Времето на воспоставување на густината на супкритичниот неутронски флукс $\Phi(ut)$, зависи од супкритичноста на јадрото ($1-K_{ef}$), животниот век на генерирање на неутрони τ и интензитетот на изворот внесен во јадрото.

11.4.2. Супкритични системи управувани од протонски акцелератори

Системите за трансмутација управувани од акцелератор на честички се состојат од забрзувач со висок интензитет, мета од тешки метали што ги претвора забрзаните наелектризирани честички во неутрони и супкритичен склоп (сл. 11.46) со ефективен фактор на множење на неутрони $K_{ef} < 1$. [104]



1. Супкритична покривка со $K_{ef} \sim 0,9$; 2. Трансураниумски елементи (TRU), 250 kg/годишно; 3. Мета од волфрам;
4. Окно за зрак; 5. Протонски зрак; 6. Интензивен акцелератор на протони; 7. Мрежа од 100 MWe; 8. Прва контура со Na;
9. Среден топлински изменувач; 10. Втора контура со Na; 11. Генератор на пара; 12. Пара; 13. Парна турбина;
14. Генератор; 15. Кондензатор; 16. Напојна пумпа; 17. Пумпа на секундарната контура; 18. Пумпа на примарната контура.

Сл. 11.46. Концепт на трансмутациски систем контролиран од акцелератор

Системите за трансмутација управувани од акцелератор на честички се состојат од забрзувач со висок интензитет, мета од тешки метали што ги претвора забрзаните наелектризирани честички во неутрони и супкритичен склоп (сл. 11.46) со ефективен фактор на множење на неутрони ($K_{ef} < 1$).

Супкритичниот склоп ја осигурува безбедната на работата на таков систем. Овој систем може да создаде голем вишок на неутрони во споредба со критичните реактори, што овозможува користење на елементите на радиоактивен отпад. Супкритичниот склоп е сличен на јадрото на конвенционалниот реактор за фисија и како средство за ладење користи течен метал. Ова овозможува целосна употреба на технологијата за ладење кај брзите реактори ладени со течен метал. Во таб. 11.12 се прикажани карактеристиките на системите контролирани од забрзувач (ADS) и нивните перформанси за време на согорување на елементите од радиоактивниот отпад.

Таб. 11.12. Карактеристики на ADS системи управувани од забрзувач (820 MW) ладени со натриум и Pb-Bi, нитридно гориво (MA, Pu), протонски забрзувач со енергија 1,5 GeV и струја на зракот 45 mA, односно 30 неутрони/протони:

	Носител на топлина Na Трансмутатор MA	Носител на топлина Pb-Bi. Трансмутатор MA	Носител на топлина Pb-Bi. Трансмутатор MA, PF
Мета за протоните	Цврст волфрам	Течен метал Pb-Bi	
Почетно полнење, kg (MA/Pu/ПД)	1950/1300/0	2500/1660/0	2500/1660/1000
Состав (%) (237Np/241Am/243Am/244Cm)	56,2/26,4/12,0/5,11		
K_{ef} (почетен/макс./мин.)	0,93/0,94/0,90	0,95/0,95/0,94	0,93/0,93/0,92
Реактивност на средството за ладење (% $\Delta k/k$)	+4,5	-4,8	-7,1
Ниво на трансмутација, (kg/god) (MA/PF)	250/-		250/40
MA – мали актиноиди, PF – продукти на фисија			

Множењето на неутроните со супкритична покривка овозможува да се намали енергијата на забрзаните протони и струјата на зракот на забрзувачот што генерира неутрони во реакторот. Енергетските загуби на неутроните генерирани во супкритичната покривка се пониски од загубите на енергија при забрзувањето на примарните честички. Намалувањето на енергијата на протонот на 200÷300 MeV овозможува да се постигне речиси изотропна дистрибуција на неутрони од конверторот во реакторот, која не се разликува од дистрибуцијата на енергија од спектарот на неутронска фисија. Тоа ја елиминира потребата од формирање на енергетски спектар на неутроните од метата на конверторот. Во спектарот на неутрони генерирани од протони со $E_p = 300$ MeV, 89 % од неутроните имаат енергија помала од 15 MeV.

За имплементација на супкритичен реактор ладен со растопена сол, било потребно намалување на енергијата на забрзаните протони на (100÷300) MeV (наместо 1000 MeV), со цел намалување на цената на забрзувачот. Таквиот реактор е контролиран од протонски акцелератор кој генерира неутрони во конверторската мета лоцирана во реакторот. Тоа е направено со цел конверторот да користи природни материјали ураниум, ториум, олово. Намалувањето на енергијата на протони го поедноставува системот за генерирање на неутрони (цел на конверторот), а опсегот на движење на протоните е намален од 50 на (1÷8) cm.

При примена на супкритичен реактор ладен со растопена сол за согорување на плутониум со $K_{ef} = 0,98$, гориво во форма на 69-Li ; 28-BeF_2 ; 3-PuF_3 и јачина на струјата на протонскиот сноп од 0,1 A почетна енергија од 250 MeV, производството на енергија целосно ги компензира загубите на забрзувачот со $K_z = 0,1$. Продуктивноста на таква инсталација со Pb конвертор е ~ 350 kg плутониум/годишно (волумен 50 m^3 , густина на неутронски флукс во стабилна состојба $3,9 \cdot 10^{14}$ неутрони/cm²s, време на доведување во стационарен режим на

работа $t_{st}=100$ s, неутронскиот спектар практично не се разликува од спектарот на фисија).

Енергетскиот реактор со растопена сол со супкритично јадро е способен да работи во режим на променлива моќ и ги исполнува безбедносните барања од неконтролирано зголемување на моќта. Циклусот на гориво е фокусиран на актиниди од потрошеното нуклеарно гориво кај НТЕЦ (плутониум). Овој циклус на гориво логично се вклопува во циклусот на гориво во нуклеарната енергетика, кој се заснова на термички енергетски реактори. Со едноставно зголемување на енергијата на протонот за 50 MeV, реакторот може да се префрли од режим на горење мали актиниди во рамнотежна состојба, односно работа со гориво од осиромашен или природен ураниум или ториум. Во секој случај горивото кое се користи кај овие реактори е смеса составена од плутониум, ураниум, актиниди и одредена количина на продукти од фисија (по пирометалуршкото одвојување на потрошеното гориво од НТЕЦ).

Ураниумот одвоен (преработен) од потрошеното гориво од НТЕЦ содржи 1,02 % ^{235}U (кај VVER-1000), што е многу повисоко од неговата содржина во природниот ураниум (0,72%). Збогатувањето на ураниум по преработката на потрошеното гориво од НТЕЦ овозможува да се заштедат 30÷40 % од основното на гориво кај LWR, и покрај присуството на ^{236}U . Кога циклусот на нуклеарното гориво е затворен, плутониумот може да се испрати заедно со ураниумот во постројка за производство на смеса на гориво од ураниум-плутониум оксид (MOX) (конвенционални VVER). Во овој случај, за преработка на малите актиниди (МА – трансплутониумски елементи), доволен е еден електронуклеарен реактор со растопена сол, затоа што годишната количина на мали актиниди изнесува 135 kg/годишно (пример на Украина). Во секој случај, производите од реакцијата на нуклеарната фисија Pu, U и МА се искористуваат, што овозможува да се намали периодот на складирање на радиоактивниот отпад од неколку милиони на 1000 години и ја поедноставува долгата стратегија за управување со отпадот.

11.4.3. Перспективи за развој на системи контролирани со акцелератори на наелектризирани честички

Во последните години многу земји го сметаат создавањето на оперативно безбедни супкритични електронуклеарни системи со контрола на флексибилноста како ветувачка перспектива за генерирање енергија и уништување на радиотоксични елементи од потрошеното гориво од НТЕЦ. Овие системи користат надворешен неутронски извор од типот на забрзувач (акцелератор). Електронуклеарните системи се составени од три главни компоненти: забрзувач на наелектризирани честички со моќ на зракот од редот на 1 MW и енергија од повеќе од 100 MeV, супкритичен склоп кој се состои од мета на конверторот на забрзани честички и покривка од фисибилен материјал за множење на неутронскиот флуks од метата до конверторот, како и системи за ладење на метата на конверторот и покривката.

Денес функционираат акцелератори со висока јачина на струја, а главниот проблем е одржувањето на подолго време на континуирана стабилност на зракот на забрзаните честички. Супкритичната технологија за ладење на склопот зависи од природата на технолошките проблеми и ги вклучува сите можни течности за ладење (посебно внимание се посветува на легурата Pb–Bi). Основата за избор на акцелератор зависи од неговата цена. За изградба на електронуклеарни системи со неутронски флуks на надворешниот извор до 10^{17} неутрони/s предност имаат системите со електронски акцелератор и фотонуклеарни процеси за создавање неутрони, а за неутронски флуks поголем од 10^{17} неутрони/s предност има забрзувач на протони со енергија од 1000 MeV.

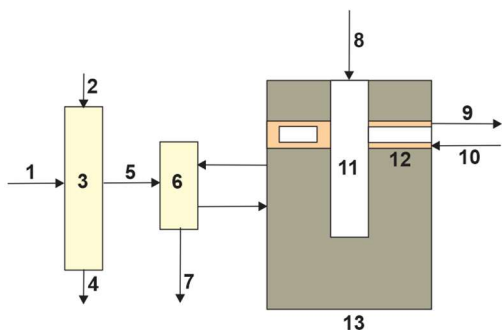
Неутронскиот спектар на надворешниот електронуклеарен извор со конвертор на ураниум (20 % ^{235}U) е доста цврст ($E_n > 1$ MeV) и затоа е неопходно вклучување во циклусот на гориво на природен ураниум, ториум и трансураниумски елементи. Истражувањата на супкритични склопови ја покажале потребата од вклучување на неутронски рефлектори во конструкцијата за да се спречи напуштањето на неутроните од јадрото.

За време на работата на електронуклеарниот систем, атомите на материјалот што се множи согоруваат при реакцијата на фисија и формираат згура која паразитски апсорбира неутрони. Тоа доведува до намалување на K_{ef} и намалување на факторот на множење $M=1/(1-K_{\text{ef}})$ на неутронскиот флуks на надворешниот извор. За стабилен начин на работа на електронуклеарен систем што одговара на константна густина на неутронскиот флуks во супкритичниот склоп, потребно е да се зголеми интензитетот на надворешниот извор (да се зголеми

струјата на забрзаните честички што се спуштаат на метата на конверторот) или да се одржува константна концентрацијата на фисибилниот материјал. Тоа е можно само кај системите со растопена сол, кои овозможуваат прочистување на смесата на потрошеното гориво/сол од згура (сл. 11.47). [93,104,105]

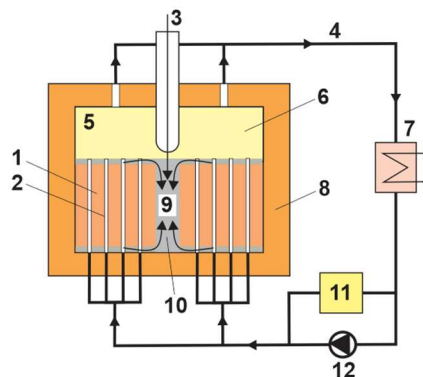
Формирањето на згура и согорувањето на фисибилните елементи влијаат на просечниот работен век на генерацијата на неутрони во медиумот за размножување, што влијае на динамичките карактеристики на супкритичниот склоп.

Затоа, во хетерогени системи на супкритични склопови, се предлага да се користат отрови што можат да согоруваат за да се зголеми маргината на оперативната реактивност, да се компензира согорувањето на фисибилните елементи и да се апсорбираат неутроните со згура. Заради овие цели се предлага користење природен ербиум како апсорбер за долгорочно континуирано работење поради малиот пресек на зафаќање неутрони. Како резултат на извршените анализи на различни конструктивни решенија за супкритичниот систем, избрана е цилиндрична геометрија на чија оска се наоѓа метата на конверторот на наелектризирани честички (сл. 11.48).



1. Ураниум; 2. Потрошено нуклеарно гориво (SNF);
3. SNF раствор, пиротехничка обработка; 4. Радиоактивен отпад без актиниди; 5. Растопена сол + Pu + MA;
6. Систем за мешање; 7. Кон складиштето на радиоактивен отпад; 8. Електрони; 9. Кон генераторот на пара; 10. Од генератор на пара; 11. Влез на електронскиот зрак во активната зона; 12. Топлински изменувач;
13. Реакторски сад.

Сл. 11.47. Шема на трансмутацииска обработка на продуктите од потрошеното гориво во реактор со растопена сол контролиран од електронски акцелератор



1. Графитен модератор; 2. Покривка;
3. Протонски зрак; 4. Контура за растопена сол;
5. Растопена сол; 6. Простор за растопена сол;
7. Топлински изменувач; 8. Графитен рефлектор;
9. Течно метално гориво; 10. Мета; 11. Преработка;
12. Пумпа за растопена сол.

Сл. 11.48. Систем контролиран од акцелератор со течно нуклеарно гориво во форма на соли на трансураниумски елементи

11.4.4. Основни аспекти на трансмутацијата

Еколошки опасните високо радиоактивни елементи на потрошеното гориво можат да бидат елиминирани во реакции на нуклеарна трансмутација во производи кои се стабилни или краткотрајни.

При дејство на неутронскиот флукс на тешките елементи во јадрото на реакторот можни се два вида нуклеарни реакции за нивно елиминирање:

- реакции на фисија на ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am и ^{244}Cm кои се нарекуваат реакции на исцрпување;
- радијативно зафаќање на неутрони, што доведува до формирање потешки јадра и се нарекува трансмутациско елиминирање.

Од анализата на овие реакции може да бидат извлечени следните заклучоци:

- Нивото на согорување е ниско во споредба со нивото на трансмутација во реакторите и затоа е невозможно значително да се намали бројот на потрошени елементи во еден циклус (потребно е долго време за успешно согорување на фисибилните јадра). Од таа причина потребно е повеќекратно рециклирање за значително намалување на радиоактивниот отпад.

- Во процесот на повеќекратно рециклирање пропорциите на најтешките јадра (Am, Cm, Np) се зголемуваат при нивното формирање и постојаното зафаќање на неутроните од матичните елементи. Составот на радиоактивниот отпад значително ќе се промени во однос на почетниот хемиски и изотопски состав.

- Затоа што плутониумот го дава главниот придонес во радиотоксичноста на потрошеното нуклеарно гориво, рециклирањето треба да започне со Pu, а потоа да се разгледа рециклирањето на малите актиниди (MA) - Am, Cm и Np.

- Можно е повеќекратно рециклирање во реактори од различни типови (термички реактори со лесна вода (VVER) и брзи реактори (BN)).

- Можни се два начина на внесување на елементите во јадрото на реакторот: хомогени при што MA се растворени во мала содржина во горивото на реакторот и хетерогени во кои MA се концентрирани со висока содржина во поединечни прачки.

- При споредување на енергетските спектри на неутроните, може да се констатира дека предност имаат брзите реактори, поради поголемата веројатност за изведување на реакцијата на фисија.

- Уништувањето на долготрајниот радиоактивен отпад со зафаќање или фисија на неутрони бара дополнителни неутрони. Вишокот на неутрони во реакторот се дефинира како разлика помеѓу создавањето на неутрони за време на фисија и загубите на неутрони при нивното заробување во материјалите и апсорберите, како и при нивното напуштање од јадрото. Кај термичките реактори овој вишок е мал (0,1 неутрон/фисија за LWR со 6 % збогатен во ^{235}U) или околу $0,4 \div 0,6$ неутрони/фисија кај брзите реактори.

- Потрошувачката на неутрони од рециклирани јадра се дефинира како број на неутрони потребни за трансформација на првобитното јадро во стабилно, земајќи ги предвид веројатностите за фаќање, фисија и распаѓање. Од таб. 11.13 може да се види дека секогаш е можно да согорат МА во брзи неутронски спектар (при реакција на фисија формираат неутрони), додека во термичкиот спектар вишокот на неутрони не е секогаш доволен. [93]

Таб. 11.13. Потрошувачка на неутрони нормирана на 1 фисија:

Изотоп или елемент	Термички спектар 10^{14} неутрони/ cm^2s	Брз спектар 10^{15} неутрони/ cm^2s
^{237}Np	1,12	-0,59
^{241}Am	1,12	-0,62
^{243}Am	0,82	-2,51
^{244}Cm	-0,15	-1,39
^{247}Cm	-1,48	-2,51
Ри добиен од стандарден LWR	-0,2	-1,1
Долговечни продукти на распад		
Без распад на изотопите	2	
Со распад на изотопите	$0,3 \div 0,5$	

Трансмутација на долговечните производи од фисија (ФП). Способноста за согорување на долговечните производи за фисија (ФП) во постоечките фисиони реактори е многу ограничена, овие паразитски елементи апсорбираат неутрони и ја нарушуваат рамнотежата во јадрото. Уништувањето со рециклирање на продуктите од распадат (ПР) се изведува само за дел од нив. Во таб. 11.14 е прикажана листа на долговечни ПР според кои се одредува долговечната радиоактивност на потрошеното гориво и радиоактивниот отпад, формирани од UO_2 во реакторите VVER.

^{99}Tc и ^{129}I се главните елементи од ПР за трансмутација во постојните термички реактори. Трансмутацијата на ^{99}Tc и ^{129}I во стабилни ^{100}Ru и ^{130}Xe е поврзана со зафаќање на неутрони без производство на дополнителни неутрони. Според тоа, внесувањето на овие елементи во реакторот ќе ја намали реактивноста или ќе го намали работниот век на горивото, што бара

зголемување на збогатувањето заради компензација на загубата на реактивноста. Со процесот на трансмутација се скратува времето на природно распаѓање, а во неутронскиот флукс просечниот животен век на озрачениот изотоп.

Таб. 11.14. Формирање долговечни производи на фисија (PWR, UO₂, 50 GWd/t)

Изотоп	Период на полураспад год.	Удел на формирање на изотопот kg/TWh	Удел на формирање на елементот
¹⁴ C	$5,73 \cdot 10^3$	0,0013	0,0013
⁷⁹ Se	$6,5 \cdot 10^4$	0,018	0,209
⁹⁰ Zr	$1,53 \cdot 10^6$	2,8	13,7
⁹⁶ Tc	$2,13 \cdot 10^5$	3,2	3,2
¹⁰⁷ Pd	$6,5 \cdot 10^6$	0,78	4,8
¹²⁶ Sn	$1,0 \cdot 10^5$	0,079	0,2
¹²⁹ I	$1,57 \cdot 10^7$	0,66	0,8
¹³⁵ Cs	$2,3 \cdot 10^6$	1,4	14,0
Вкупно		9,0	37

Трансмутацијата на ⁹⁹Tc во брзите реактори може да се изврши во специјално дизајниран склоп за модерирање на неутрони поставен на периферијата или центарот на јадрото или со ретардацијата со CaH₂ материјал. Во овој случај, потребно е дополнително збогатување на горивото, што значително може да ја зголеми моќта во горивниот сноп предизвикана од забавувањето на неутроните. Иако пресекот за зафаќање на неутрони на ⁹⁹Tc во спектарот на брз реактор е релативно низок, трансмутацијата на ⁹⁹Tc кај овие реактори без модератор може да биде поволна поради многу високата густина на неутронскиот флукс. Типичните нивоа на трансмутација кај брзите реактори и периодот на полураспад во неутронскиот флукс се дадени во таб. 11.15.

Таб. 11.15. Рангирање на реакторите во зависност од трансмутацијата ⁹⁹Tc:

Реактор	Конфигурација	Оптоварување на ⁹⁹ Tc kg	Трансмутација на ⁹⁹ Tc kg/god	Трансмутација на ⁹⁹ Tc kg/MWgod	Период полураспад god
BN	Одложено скопување во внатрешноста на активната зона	2741	122	0,11	15
BN	Неодложено скопување во внатрешноста на активната зона	2660	101	0,09	18
LWR	Горивни прачки UO ₂	3633	64	0,07	39
LWR	Горивни прачки MOX	1907	17	0,02	77

Брз реактор со моќ од 1200 MWe со модераторски склоп може да го трансмутира Tc генериран од 5 PWR реактори со моќ од 1 GWe или од 4 PWR реактори без модераторски материјал. Процесот бара многу големо оптоварување со ^{99}Tc , што предизвикува конструктивни проблеми и економски загуби.

За да се подобри процесот на трансмутација се применува концептот на двојна горивна таблета (бавен прстен ја опкружува централната зона со ^{99}Tc). Во овој случај трансмутацијата на ^{99}Tc се зголемува за повеќе од 2 пати и може да достигне 10 % годишно (таб 11.15).

Трансмутацијата на ^{129}I се определува по претпоставка дека ^{129}I се внесува во NaI со концентрација на овој изотоп од 76 %. Во најдобар случај 18 kg/год. се уништуваат во процесот на трансмутација, што одговара на генерација од 3 PWR реактори годишно.

Трансмутација во реактори ладени со лесна вода (PWR и VVER). Трансмутацијата на ^{99}Tc и ^{129}I во стандардните лесноводни реактори VVER е определена врз основа на ФП поставени во специјални прачки без гориво, вметнати во цевките за водење на горивниот сноп, а при претпоставка дека ^{99}Tc е земен во форма на метал со густина од $10,5 \text{ g/cm}^3$, јодот во форма на цериум јодид (Cel) со густина од 4 g/cm^3 со содржина од 76 % на изотопот ^{129}I .

Од таб. 11.16 може да се види дека трансмутацијата на ^{99}Tc е поефикасна во LWR со UO_2 во однос на примената на MOX како гориво. Продуктите од 1,6 LWR може да трансмутираат во 1 LWR со UO_2 гориво, а тоа значи дека два од три LWR мора да бидат наполнети со ^{99}Tc за да се постигне рамнотежа помеѓу формирањето и уништувањето. За трансмутација на ^{129}I потребно е да се користат 2 од 5 LWR реактори.

Еден LWR со капацитет од 1 GWe генерира 21 kg/год. ^{99}Tc или 0,02 kg/MWeгод. Од тоа произлегува дека LWR реакторите се помалку ефикасни од брзите реактори. Тие можат да го уништат производството на ^{99}Tc создадено од 5 LWR реактори.

Трансмутација на мали актиниди во модерни реактори ладени со лесна вода. За да се спроведе трансмутациското уништување на MA (Np, Am) во термички реактори, актинидите хомогено се мешаат во нуклеарно гориво. Ова предизвикува намалување на почетната реактивност (поради апсорпцијата на MA неутроните) и губење на реактивноста за време на циклусот поради генерирање нови изотопи во реакциите на трансмутација (кои се пореактивни). За да се одржи контролата на циклусот на зрачење на константно ниво, неопходно е дополнително збогатување на горивото и промена на концентрацијата на бор во течноста за ладење. Во присуство на актиниди (Np, Am), температурниот коефициент на горивото се

намалува за околу 10 %. Коефициентот на забавување на температурата исто така се намалува со додавање на Np (особено Am) поради присуството на резонанции во овие јадра во регионот од 6,7 eV. Неутронскиот спектар станува потежок поради флукутациите на температурата и густината. Поради ова, реактивноста на бор растворен во течноста за ладење исто така се намалува. Затоа, содржината на MA во горивото е ограничена на безбедно ниво (1 %).

Во случај на рециклирање на MA преку MOX горивото, содржината на плутониум во него мора да се зголеми за 3,5 % со додавање Am и за 3 % со додавање Np. Во исто време, концентрацијата на плутониум ја достигнува речиси максималната дозволена содржина за горивото MOX од LWR. Кај LWR реактор со UO₂ гориво, рециклирањето MA преку MOX горивото резултира со помалку негативен температурен коефициент на ретардација. Во таб. 11.17 се прикажани резултатите од хомогеното рециклирање на MA кај лесноводните реактори VVER со однос модератор/гориво од 2 и 3.

Таб. 11.17. Резултати од хомогено рециклирање на MA во реактори ладени со лесна вода (LWR):

		LWR– UO ₂ однос на вода/гориво $V_{H_2O}/V_{UO_2} = 2$	LWR– MOX однос на вода/гориво $V_{H_2O}/V_{UO_2} = 2$	LWR– MOX однос на вода/гориво $V_{H_2O}/V_{UO_2} = 3$
Согорување (GWden/t)		47,5	47,5	47,5
Почетна содржина на актиниди, % (маса на тешките елементи)		1	1	1
Np	Почетна маса, kg	1104	1104	1104
	Специфична потрошувачка, kg/TWhe	12	10	11
	Уништување, % излезна маса	53	43	45
Am	Почетна маса, kg	1104	1104	1104
	Специфична потрошувачка, kg/TWhe	19	5	10
	Уништување, % излезна маса	83	20	42

Постигнувањето на доволно високо ниво на уништување на MA во термичките реактори е невозможно без повеќекратно рециклирање. Поради значителното формирање на Pu во горивото, оваа операција е корисна само ако Pu е вклучен во реакции на фисија (или други реакции кои ја намалуваат неговата концентрација).

Хомогено рециклирање на MOX₅ гориво од PWR. Ова рециклирање се користи кај PWR реактори со MOX гориво збогатено до 9 % Pu. Рециклирањето на 1 % Am или Np бара зголемување на почетната содржина на Pu соодветно за 3,5 и 3 %. Почетната содржина на MA при рециклирање од MOX треба да биде ограничена на помалку од 1 %.

Трансмутација на мали актиниди во брзи реактори (BN). Замената на ^{238}U во горивото на реакторот со Am или Np предизвикува намалување на почетната реактивност на јадрото поради нивниот висок пресек на зафаќање неутрони и намалување на реактивноста за време на циклусот на зрачење поради трансмутација на ^{237}Np и ^{241}Am во изотопи со пресеци со висока фисија.

Кога содржината на МА во горивото е $<1\%$, комбинацијата на горенаведените ефекти овозможува да се намали почетното збогатување на горивото на реакторот со плутониум за 2% и да се добие истата реактивност на крајот од циклусот на зрачење како кај случајот на отсуство на МА во горивото.

Почетната концентрација на актиниди во горивото на реакторот е ограничена поради нивното влијание врз Доплеровиот ефект и ефектот на натриумско празнење, што може да создаде потешкотии при контролата на реактивноста.

Кај брзите реактори со моќ од 1000 MWe кои работат со смеса на гориво ураниум-плутониум, трансмутацијата на МА во нив нема сериозни пречки. Кај нив може да се користи хомогено полнење на актиниди во горивото со однос МА/гориво = $0,05$ или (5%).

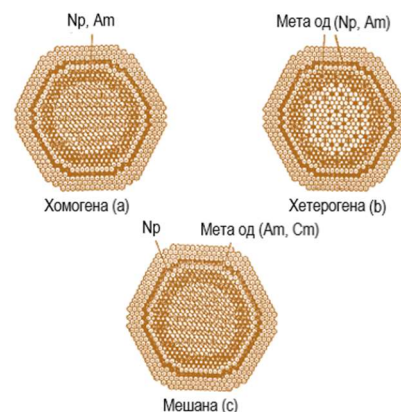
Со оглед на тоа што еден LWR со моќ од 1000 MWe произведува околу 26 kg MA/год. , внесувањето 5% МА во еден брз реактор може да прими производство од шест LWR со UO_2 .

Со хетероген метод на рециклирање, актинидите, заедно со тампон материјалот, се внесуваат во посебни прачки со димензии кои не се разликуваат од стандардните прачки за гориво.

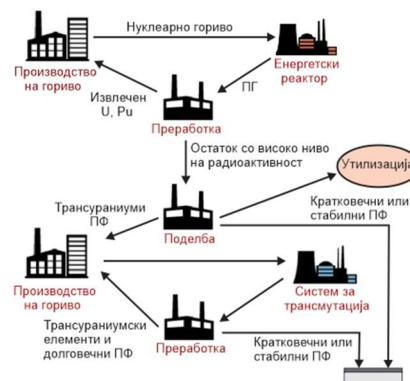
Мешаното оптоварување на МА во брз реактор е прикажано на **сл. 11.49**. Тоа е комбинација од хомогено оптоварување и хетерогено оптоварување, односно Np е рамномерно поставен во горивото на реакторот, а прачките што содржат Am, Cm и др., се поставуваат во обвивката. Мешаното поставување може да обработи голема количина на МА без сериозни нарушувања на основните параметри. Во брз реактор со моќност од 1000 MWe се обработуваат околу 530 kg MA/циклус , што одговара на производство на околу 16 LWR реактори со иста моќ.

Трансмутација на МА и продуктите од фисија во посебни (специјални) системи. На **сл. 11.50** е прикажана шема на концепт на циклус на гориво за двојна употреба.

Во првото ниво на циклусот спаѓа производството на енергија во стандардни енергетски реактори (LWR-UO₂, LWR-MOX, BN-брзи реактори) и постројки за преработка на потрошено гориво кое повторно се користи во НТЕЦ. Искористеното ураниумско гориво во LWR - UO₂, повторно се обработува и од него се извлекува плутониумот, кој се рециклира во брзите



Сл. 11.49. Методи на поставување на горивото кај брзите реактори



Сл. 11.50. Концепт на циклус на гориво со двојна употреба

реактори LWR-MOX и BN. Отпадот од преработката на горивото се испраќа во второто ниво.

Во второто ниво, МА (Np, Am и Cm) и долговечните производи за фисија се одвојуваат од високо радиоактивниот отпад и се вметнуваат во свежото гориво или се прават специјални прачки од овие материјали за активните зони на реакторите за посебна намена (согорувачи). Ова ново нуклеарно гориво и прачките за гориво од МА и продуктите од фисија (ПФ) се искористуваат во системите за трансмутација и потоа се обработуваат со повеќекратно рециклирање.

Специјалните системи за трансмутација имаат неколку предности во споредба со рециклирањето на МА и ПФ во реакторите. Количините на материјали во второто ниво од циклусот на гориво се многу помали, што значи дека и циклусот е многу пократок од главниот циклус на гориво.

Неговото одвојување од главниот циклус за производство на енергија и малиот број потребни единици овозможува екстензивно производство на нови горива, напредни јадра и технологија што го оптимизира овој дел од целокупниот систем. Исто така, се избегнува преоптоварување на главниот циклус и појавата на проблеми поврзани со поголема радиоактивност и производство на топлина.

Второто ниво на циклусот кое е поврзано со одвојување на елементите и нивната трансмутација, може да се направи многу компактно и комбинирано со главниот циклус. Ова решение го минимизира транспортот на материјали поврзани со управувањето со радиоактивен отпад.

Во второто ниво се користат два системи за уништување на потрошеното гориво: реактори-согорувачи и поткритични реактори (хибридни системи или системи контролирани со забрзувач). Трансмутацијата на МА во критичните реактори може да се изврши хомогено или хетерогено. Екстреман случај на хетерогено рециклирање е кога јадрото целосно се полни со МА (или МА+Pu). Критичните системи наполнети со МА користат свежо гориво, што може да предизвика зголемување на коефициентот на реактивност, а нискиот процент на одложени неутрони ја комплицира контролата. Овие недостатоци се елиминираат со употреба на поткритични системи контролирани со акцелератор.

Реактори-согорувачи. Овие реактори се развиваат во Јапонија (JAERI) и користат смеса на МА + ураниум нитрид како гориво. Средството за ладење е течно олово или хелиум. Во таб. 11.18 се прикажани параметрите на овие реактори. Енергетскиот спектар на неутроните е многу тврд, а просечната енергија на неутроните е околу 720 keV. Овој енергетски спектар овозможува ефикасно да се обработи МА во производите од фисија, затоа што енергетскиот праг на реакцијата

на фисија на МА е околу 600 keV. Продуктивноста на ABR реакторите е од 190÷200 kg/GWгод.

Таб. 11.18. Параметри на реакторите-согорувачи на мали актиниди и производи од фисија:

	L - ABR1	P - ABR2
Концентрација на горивниот материјал	Пакет прачки ($^{64}\text{NpAmCm36U3}$) 1.0N4	Обложени честички ($^{64}\text{NpAmCm36U3}$) N4
Почетно полнење, kg	918	2870
Однос на МА/U	588/330	1865/1005
Мок на реакторот, MW/t	180	1200
Средство за ладење	Олово	Хелиум
Густина на неутронскиот флуks, неутрони/cm ² s	3,1·10 ¹⁵	6,6·10 ¹⁵
Средна енергија на неутроните, keV	720	720
Реактивност, %Δk/k.	-1,3 ±0,01	-0,01
Празна реактивност на средството за ладење/реактор. Доплерова реактивност, Δt=300 °C		
Должина на циклусот, ефективни денови	550	300
Согорување на МА, % циклус	11	13

KORISTENA LITERATURA

1. The History Of Nuclear Energy. U.S. Department of Energy Office of Nuclear Energy, Science and Technology DOE/NE -0088, Washington, USA, 2020.
2. J. Chater. A History Of Nuclear Power. Focus on Nuclear Power Generation, 2005.
3. Nuclear energy statistics. Eurostat, 2020.
4. D. Feretić. Uvod u nuklearnu energetiku. Zagreb, 2007.
5. K. Abdullah. Fundamentals in nuclear physics. University of Duhok Publication, 2014.
6. L. Roszkowski. Introduction to Atomic and Nuclear Physics. Sheffield, UK, 2008.
7. A. Maas. Nuclear and Particle Physics. KFU Graz, Austria, 2016.
8. E. E. Lewis. Fundamentals of Nuclear Reactor Physics. McCormick School of Engineering and Applied Science Northwestern University. Elsevier, 2017.
9. W. M. Stacey. Nuclear Reactor Physics. WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 2007.
10. B. Rouben. Introduction od Nuclear Physics. AECL, EAACL, Canada, 2002.
11. H. van Dam, T.H.J.J. van der Hagen, J.E. Nuclear Reactor Physics. Hoogenboom. Delft University of Technology Physics of Nuclear Reactors, Mekelweg, Delft, The Netherlands, 2005.
12. Nuclear Fission Chain Reaction. Nuclear Chemistry. Flinn Scientific, 2016.
13. Reactor Concepts Manual. The Fission Process and Heat Production. USNRC Technical Training Center. Florida Power & Light Company Turkey Point Nuclear Plant, USA, 2004.
14. Nuclear Science. A Guide to the Nuclear Science Wall Chart. Contemporary Physics Education Project (CPEP), 2003.
15. J. Becvar & kol. Jaderne elektrarny. SNTL, ALFA, Praha, 1981.
16. Candu Technical Training Group. Candu fundamentals. 2003.
17. CNSC. Candu Technical Training Group. Science and Reactor Fundamentals - Reactor Physics. 2003.
18. Wm. J. Garland. Candu nuclear power plant technology. McMaster University, Hamilton, Ontario, 2017.
19. M. Ripani. Energy from nuclear fission. EPJ Web of Conferences 98, INFN, Sezione di Genova - Genova, Italy, 2015.
20. R. Chaplin. Introduction to Nuclear Reactors. UNENE, Candu, 2015.
21. Nuclear Energy Today. OECD, Nuclear Energy Agency, 2012.
22. M.N.H. Comsan. Status of nuclear power reactor development. 6th Conference on Nuclear and Particle Physics, Luxor, Egypt, 2007.
23. K. L. Murty, I. Charit. An Introduction to Nuclear Materials: Fundamentals and Applications, First Edition. Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA. Published 2013 by Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA. 2013.
24. Y. Oka (ed.). Nuclear Reactor Design, An Advanced Course in Nuclear Engineering 2. DOI 10.1007/978-4-431-54898-02, Japan, 2014.
25. Published by The Institution of Electrical Engineers. Nuclear Reactor Types. An Environment & Energy Fact File provided by the IEE, Savoy Place, London, 1993.

26. S. M. Goldberg, R. Rosner. Nuclear Reactors: Generation to Generation. Cambridge, MA, 2011.
27. H. Sekimoto. Nuclear Reactor Theory. COE-INES, Tokyo Institute of Technology, Japan, 2007.
28. Nuclear Reactor Types. Institution of Engineering and Technology, Scotland, 2008.
29. Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants. IAEA Safety standards, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2005.
30. H. J. MacLean Chichester. Introduction to Nuclear Reactors, Fuels, and Materials. Fuel Performance & Design Idaho National Laboratory, USA, 2012.
31. R. A. Chaplin. Nuclear energy materials and reactors - Vol. II. Light Water Graphite Reactors. Department of Chemical Engineering, University of New Brunswick, Canada, 2012.
32. С. А. Андрущечко [и др.]. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000: от физических основ эксплуатации до эволюции проекта. Логос, Москва, 2010.
33. А. М. Афров [и др.]. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. Логос, Москва, 2006.
34. M. Ragheb. Sodium-Graphite Reactor Experiment, 2015.
35. Characterization, treatment and conditioning of radioactive graphite from decommissioning of nuclear reactors. IAEA, Vienna, Austria, 2006.
36. J. Pongpuak. Pressurized water reactors. Department of Chemical Engineering, University of New Brunswick, Canada, 2012.
37. K.S. Rajan. Core Configuration & Cycle diagram of Pressurized Water Reactor. School of Chemical & Biotechnology SASTRA University, 2019.
38. Pressurized Water Reactor Power Plant. NRC, 2007.
39. Pressurized Water Reactor (PWR) Systems. USNRC Technical Training Center, 2010.
40. The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant. Westinghouse Electric Corporation, Water Reactor Divisions, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 1984.
41. G. Gastleberry. Babcock & Wilcox Pressurized Water Reactors. PHD Course E183, www.PHDcenter.com > 2020.
42. Boiling Water Reactor (BWR) Systems. USNRC Technical Training Center, 2010.
43. Advanced Boiling Water Reactor - The only generation III+ Reactor in Operation today - with Enhanced Safety, Performance and Cost Efficiency. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, Japan, 2016.
44. Boiling Water Reactor Technology – International Status and UK Experience. A position paper from the UK National Nuclear Laboratory, Warrington, UK, 2012.
45. BWR/6 - General Description of a boiling water reactors. GE Nuclear Energy, USA, 2014.
46. L. Nelson. Boiling Water Reactors Basics. GE Global Research, USA, 2008.
47. K. D. Kok. Boiling Water Reactors. Nuclear Engineering Handbook CRC Press, 2016.
48. C. Smith, D. Crawford, M. Cappiello, A. Minato, J. Herczeg. Department of Energy, Headquarters The Small Modular Liquid Metal Cooled Reactor: A New Approach to Proliferation Risk Management. 14th Pacific Basin Nuclear Conference, Honolulu, HI, 2004.
49. Liquid Metal Coolants for Fast Reactors Cooled By Sodium, Lead, and Lead-Bismuth Eutectic. International Atomic Energy Agency Vienna International Centre Vienna, Austria, 2012.

50. Status and trends of nuclear fuels technology for sodium cooled fast reactors. IAEA International atomic energy agency, Vienna, Austria, 2011.
51. Prototype Fast Breeder Reactor Monju. JAEA Japan Atomic Energy Agency -Technology, Japan, 2020.
52. Liquid metal cooled reactors: Experience in design and operation. IAEA, Vienna, Austria, 2007.
53. B. Bonin (ed.). Sodium-Cooled Nuclear Reactors. Nuclear Energy Division Monograph. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives Cedex, Paris, France, 2016.
54. B. Highlights. Advanced Heavy Water Reactors. Reactor Technology & Engineering, 2014.
55. Heavy water reactors: Status and projected development. International atomic energy agency, Vienna, 2002
56. CANDU® 6 Technical Summary. Prepared by: CANDU 6 Program Team Reactor Development CANDU 6 Program Team Reactor Development Business, 2005.
57. Steam generator channel head and tubesheet degradation. USA Nuclear regulatory commission, Office of nuclear reactor regulation, Office of new reactors, Washington, DC, USA, 2013.
58. Dry Storage of Spent Fuels. Sellafield Ltd, Supporting R&D, 2019.
59. A.G. Croff. Reactors and Fuels. Short Course: Introduction to Nuclear Chemistry and Fuel Cycle Separations. Vanderbilt University, 2008.
60. T. Mankamo. Common Cause Failure Analysis of Control Rods and Drives in the Swedish and Finnish BWR Plants. Operating Experiences in 1983 – 2003. Ski, 2006.
61. G. Rossiter, M. Mignanelli. The characteristics of LWR fuel at high burnup and their relevance to AGR spent fuel NNL (10) 10930, Issue 2, National Nuclear Laboratory, 2011.
62. W. Cebula, A. Bannani, T. Funke, O. Di Paola, R. Hüggenberg. GNS IQ – The Integrated Quiver System for Damaged Fuel. GNS - Gesellschaft für Nuklear Service GmbH, Essen, Germany, 2018.
63. H. G. Weidinger. Design and Performance of PWR and BWR Fuel. Workshop on Modeling and Quality Control for Advanced and Innovative Fuel Technologies, Trieste, Italy, 2005.
64. M. French, D. Nixon, R. Thetford, M. Cowper. Packaging of Damaged Spent Fuel. Amec Foster Wheeler Reference: 204895-UA00, Issue 2, USA, 2016.
65. Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants: assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels. IAEA International atomic energy agency, Vienna, 2009.
66. The VVER today – Evolution, Safety, Design. RosAtom Overseas JSC, Moscow, Russia, 2018.
67. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators. International atomic energy agency, Vienna, 2011.
68. N. V. Dyakonov, A. G. Yanishevskaya. Computer-aided design the spherical helical platform intended for the internal surface maintenance of spherical tanks. IOP Conf. Series: Journal of Physics: Conf. Series 1050 (2018) 012023, MSTU, 2018.
69. Nuclear Power. Pumps, Seals, Engineering and Technical Support, Re-rates and Upgrades, Aftermarket Services. Bulletin FPD-2g (E), Flowserve Corporation, 2014.
70. Ch. E. Brenne. An Introduction to Nuclear Power Generation. California Institute of Technology Pasadena, California, USA, 2005.
71. J. K. Shultis, R. E. Faw. Fundamentals of Nuclear Science and Engineering. Kansas State University Manhattan, Kansas, USA, 2002.

72. G. Bereznai. Nuclear Power Plant Systems and Operation. School of Energy Systems and Nuclear Science. University of Ontario Institute of Technology, Oshawa, Ontario, Canada, 2005.
73. R. L. Lyerly, W. Mitchell. Nuclear Power Plant. ERDA, Ouk Ridge, USA, 1974.
74. E. S. Beckjord (ed.). The future of Nuclear Power. Massachusetts Institute of Technolog, USA, 2003.
75. W. C. Patterson. Nuclear Power - Second edition. Penguin books, 1986.
76. Design of New Nuclear Power Plants. Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), Canada, 2008.
77. J. S. Giraldo, D. J. Gotham, D. G. Nderitu, P. V. Preckel, D. J. Mize. Fundamentals of Nuclear Power. State Utility Forecasting Group, USA, 2012.
78. Nuclear power plant design characteristics: Structure of nuclear power plant design characteristics in the IAEA power reactor information system. IAEA, Vienna, 2007.
79. Basic safety principles for nuclear power plants. 75-INSAG-3 Rev. INSAG-12. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1999.
80. В.А. Григорьев. Тепловые и атомные электрические станции. Энергоиздат, Россия 1989.
81. В.А. Григорьев, В. М. Зорин.. Тепловые и атомные электрические станции - Справочник. ЕЕ Медиа, Россия 2012..
82. А. С. Монахов. Атомные электрические станции и их оборудование. Энергоатомиздат, Москва 1986.
83. Л. С. Стерман В. М. Лавыгин С. Г. Тишин. Тепловые и атомные электрические станции: учебник для вузов. Издательский дом МЭИ, Москва, 2010.
84. С.А. Тевлин. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000: учебное пособие для вузов. Издательский дом МЭИ, Москва, 2008.
85. В. Б. Дубровский. Строительство атомных электростанций : учебник для вузов - 2-е изд. Издательство АСВ, Москва, 2010.
86. В. А. Лебедев. Ядерные энергетические установки (Учебники для вузов. Специальная литература) учебное пособие Санкт-Петербург, Москва, Краснодар, Лань, 2015.
87. MIR.1200 – projekt pro Temelín 3,4. Ceske jaderne forum – bulletin 3, 2012.
88. Д. Ташевски. Одржување и експлоатација на енергетски постројки и системи. УКИМ е-библиотека, учебник, 1 издание (согласност бр. 03-187/2 од 11.2.2014)
89. J. Gilbert. Simulation of In-Core Dose Rates for an Offline CANDU Reactor. Bachelor of Nuclear Engineering (Hons), University of Ontario Institute of Technology, Canada, 2013.
90. F. Rinfret. Canadian Nuclear Safety Commission Presentation to the University of Ottawa, Canada, 2015.
91. H. Martin, J. C. Rauber. Control and maintenance of the Superphenix knowledge and its specific sodium skills through an innovative partnership between EDF and AREVA, PREDEC 2016.
92. T. Johnson et.al. Radioactive Waste Storage and Disposal Facilities in South Australia – Quantitative Cost Analysis and Business Case. Jacobs Group (Australia), Melbourne VIC, Australia, 2016.
93. С. Г. Плачкова. Энергетика: история, настоящее и будущее. Украина, 2012-2013.
94. Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин, И. И. Залюбовский, В. Г. Кириченко, И. М. Неклюдов, Б. А. Шилиев. Ядерная энергетика. Украина, Харьков, 2012.
95. Nuclear Fuel Cycle - Information System. A Directory of Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA, 2009.

96. Advanced Large Water Cooled Reactors. A supplement to the IAEA's. Advanced Reactor Information System (ARIS), September 2015.
97. I. Love. ACR-700 Reactor Coolant System, Moderator and Major Auxiliary Systems. ACR Development Project. Office of Nuclear Reactor Regulation, September, 2002.
98. S.K.W. YU. CANDU 9 Design. Atomic Energy of Canada Ltd, Mississauga, Ontario, Canada.
99. Framatome Inc. Status Report – Steam Cycle High Temperature Gas-Cooled Reactor (SC-HTGR) USA, November, 2019.
100. K. Aoto, P. Dufour, Y. Hongyi, J. P. Glatz, Y. Kim, Y. Ashurko, R. Hill, N. Uto. A summary of sodium-cooled fast reactor development. Progress in Nuclear Energy 77, Elsevier Ltd., 2014.
101. Z. V. Stosic. The Nuclear Renaissance and AREVA's Reactor Designs for the 21-st Century - EPR and SWR-1000. Nuclear Energy For New Europe, Internatinal Conference, Slovenia, 2007.
102. В.П.Поваров. Головной блок нового поколения ВВЭР-1200. Особенности ввода в эксплуатацию. АО Концерн Росэнергоатом, Нововоронежская АЭС.
103. В.М.Махин, А.Н.Чуркин. Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR) АО ОКБ, ГИДРОПРЕСС.
104. A. E. Hechanova. Accelerator-driven transmutation technology: A high-tech solution to some nuclear waste problems. Harry Reid Center for Environmental Studies, University of Nevada, Las Vegas, USA.
105. N. Watanabe, Y. Oyama and T. Mukaiyama. Highlight of OECD/NEA workshop on "Utilisation and reliability of high power proton accelerator". Japan Atomic Energy Research Institute, Japan.

Ниту еден дел од оваа публикација не смее да биде репродуциран на било кој начин без претходна писмена согласност на авторот

Е-издание: https://www.ukim.edu.mk/e-izdanija/MAF/Nuklearni_termocentrali.pdf