



Produktion av vapenplutonium

FREDRIK NIELSEN

FOI är en huvudsakligen uppdragsfinansierad myndighet under Försvarsdepartementet. Kärnverksamheten är forskning, metod- och teknikutveckling till nytta för försvar och säkerhet. Organisationen har cirka 1000 anställda varav ungefär 800 är forskare. Detta gör organisationen till Sveriges största forskningsinstitut. FOI ger kunderna tillgång till ledande expertis inom ett stort antal tillämpningsområden såsom säkerhetspolitiska studier och analyser inom försvar och säkerhet, bedömning av olika typer av hot, system för ledning och hantering av kriser, skydd mot och hantering av farliga ämnen, IT-säkerhet och nya sensorers möjligheter.



FOI
Totalförsvarets forskningsinstitut
Försvars- och säkerhetssystem
164 90 Stockholm

Tel: 08-55 50 30 00
Fax: 08-55 50 31 00

www.foi.se

FOI-R--2807--SE
ISSN 1650-1942

Underlagsrapport
September 2009

Försvars- och säkerhetssystem

FREDRIK NIELSEN

Produktion av vapenplutonium

Titel	Produktion av vapenplutonium
Title	Production of weapon-grade plutonium
Rapportnr/Report no	FOI-R--2807--SE
Rapporttyp Report Type	Underlagsrapport
Sidor/Pages	71 p
Månad/Month	September
Utgivningsår/Year	2009
ISSN	ISSN 1650-1942
Kund/Customer	Utrikesdepartementet
Kompetenskloss	17 Kärnvapenfrågor

Extra kompetenskloss

Projektnr/Project no	A290021
Godkänd av/Approved by	Martin Goliath

FOI, Totalförsvarets Forskningsinstitut
Avdelningen för Försvars- och
säkerhetssystem

FOI, Swedish Defence Research Agency
Defence & Security, Systems and
Technology

164 90 Stockholm

SE-164 90 Stockholm

Sammanfattning

Denna rapport har som huvudsakliga syfte att undersöka vilka parametrar som kan varieras för att påverka resultatet vid produktion av vapenplutonium i kärnreaktorer samt utgöra en introduktion till reaktorberäkningar. Rapporten är indelad i två delar. Den första delen utgörs av en parameterstudie och syftar till att ge kännedom om vilka faktorer som har betydelse för produktion av vapenplutonium ur reaktorbränsle. Egenskaper hos olika reaktortyper, bränslesammansättningar, driftsförhållanden, etc. har studerats ingående och deras effekter har sammanställts.

Den andra delen utgörs av en handledning till utbrännings- och kriticitetsberäkningar med avseende på plutoniumproduktion. Handledningen har som syfte att ge inblick i de beräkningar som ligger till grund för parameterstudien samt att ge läsaren möjlighet att genomföra enklare reaktorberäkningar med SCALE och MCNP. Samtliga resultat i rapporten kommer från simuleringar gjorda med beräkningsverktyg avsedda för utbrännings- och kriticitetsberäkningar.

Nyckelord: kärnvapen, vapenplutonium, plutoniumproduktion, kärnreaktor, kärnbränsle

Summary

The main purposes of this report are to investigate which parameters that affect the result of weapon-grade plutonium production, and serve as an introduction to nuclear reactor calculations. The report is divided into two parts. Part one consists of a parameter study, and aims to give knowledge about the factors having significance for production of weapon-grade plutonium in nuclear reactors. Properties such as reactor type, fuel composition, and operation have been thoroughly investigated and their effects have been compiled.

The second part consists of a guide to depletion and criticality calculations regarding plutonium production. The guide aims to give insight into the calculations that are the foundation of the parameter study, and allow the reader to perform simpler reactor calculations with SCALE and MCNP. All results in this report originate from simulations made with tools intended to be used for depletion and criticality calculations.

Keywords: nuclear weapons, weapon-grade plutonium, plutonium production, nuclear reactor, nuclear fuel

Innehållsförteckning

1	Bakgrund	9
1.1	Kärnladdningars material	9
1.2	Vapenplutonium	9
1.3	Plutoniumproduktion i kärnreaktorer	11
2	Metod	13
2.1	Reaktormodellering	13
2.2	Kriticitet vid parametervariaton	13
2.3	Reaktortyper	14
2.3.1	Tryckvattenreaktorer (PWR)	15
2.3.2	Kokvattenreaktorer (BWR)	15
2.3.3	Tungvattenreaktorer (PHWR)	15
2.3.4	Gaskylda grafitmodererade reaktorer (GCR, AGR)	16
2.3.5	Lättvattenkylda grafitmodererade reaktorer (LWGR)	16
2.3.6	Snabba bridreaktorer (FBR)	16
2.3.7	Reaktorer kylda med flytande metall (Liquid Metal Cooled Reactors)	16
2.3.8	Fjärde generationens reaktorer	17
2.3.9	Forskningsreaktorer	17
2.4	Parameterstudie	17
3	Resultat	19
3.1	PWR	19
3.1.1	Moderatordensitet	19
3.1.2	Moderatortemperatur	19
3.1.3	Specifik effekt	20
3.1.4	Anrikning	20
3.1.5	Utbränning	21
3.2	BWR	22
3.2.1	Produktion av plutonium i enskilda bränslestavar	23
3.3	PHWR	23
3.3.1	Kylmedelstemperatur	24
3.3.2	Kylmedelsdensitet	24
3.3.3	Moderatortemperatur	24
3.3.4	Moderatordensitet	24
3.3.5	Specifik effekt	25
3.3.6	Avstånd mellan bränslepaket	25
3.3.7	Avstånd mellan bränslestavar	25
3.3.8	Anrikning	25
3.3.9	Utbränning	25
3.3.10	Bränslekonfiguration	26
3.4	GCR	26

3.4.1	Moderatordensitet	26
3.4.2	Moderatortemperatur.....	27
3.4.3	Kylmedelsdensitet	27
3.4.4	Kylmedelstemperatur	27
3.4.5	Kylkanalradie	27
3.4.6	Specifik effekt.....	28
3.4.7	Avstånd mellan bränslekanaler	28
3.4.8	Anrikning.....	29
3.4.9	Utbränning	29
3.4.10	Föroreningar	30
3.5	Geometriska variationer	31
3.6	Synergieffekter	32
3.7	Specifika reaktorer.....	32
3.8	Plutoniumproduktion vid normal reaktordrift.....	33
3.9	Övriga plutoniumisotoper.....	34
3.10	Bränsleåtgång	35
4	Diskussion	37
4.1	Temperatur	37
4.2	Densitet	37
4.3	Anrikning.....	37
4.4	Specifik effekt	38
5	Sammanfattning	39
5.1	Fördelar och nackdelar med olika reaktortyper ur plutoniumproduktionssynpunkt.....	39
5.1.1	PWR och BWR.....	39
5.1.2	PHWR.....	39
5.1.3	GCR.....	40
5.1.4	AGR.....	40
5.1.5	LWGR.....	40
6	Slutsatser	41
7	Referenser	43
8	Bilaga 1: Reaktorspecifikationer	45
8.1	Calder Hall.....	45
8.2	Ringhals-4	45
8.3	Oskarshamn-1	46
8.4	Candu-37.....	47
8.5	Candu-19.....	48
8.6	Windscale	49

8.7	Ignalina.....	50
9	Bilaga 2: Reaktorberäkningar med SCALE och MCNP	53
9.1	Inledning.....	53
9.2	Bakgrund.....	53
9.3	Introduktion till SCALE för Windows	53
9.3.1	Beskrivning av indatafil för SCALE	54
9.3.2	Modifiering av indatafiler	60
9.3.3	Behandling av utdata	60
9.4	Introduktion till MCNP för Windows	61
10	Bilaga 3: Exempel på indatafil för uträkningsberäkningar med SCALE	63
11	Bilaga 4: Exempel på indatafil för kriticitetsberäkningar med MCNP	67

1 Bakgrund

Alla typer av kärnvapen använder sig av fission av ett klyvbart material. Det stora flertalet stridsspetsar i kärnvapenstaternas arsenaler utgörs av fusionsladdningar [1] men även dessa innehåller en fissionsladdning som initiator [2]. Teoretiskt kan en fusionsladdning initieras med andra metoder än en fissionsladdning men det har aldrig genomförts i praktiken och det tekniska kunnande som krävs ligger på en nivå som är långt över den som föreligger i de stater som strävar efter att utveckla egna kärnvapen [2]. För att framställa fungerande kärnvapen, oavsett om det rör sig om fusions- eller fissionsvapen, krävs en viss mängd fissilt material som varierar beroende på materialet och laddningens utformning.

1.1 Kärnladdningars material

De fysikaliska egenskaperna hos många aktinider gör att de teoretiskt skulle kunna användas till fissionsladdningar. De flesta är emellertid olämpliga att använda vid praktisk framställning av kärnladdningar p.g.a. att de endast kan framställas i extremt små mängder, att de har mycket kort livslängd, att de är kraftigt gammaaktiva, eller en kombination av dessa egenskaper. De nuklider som använts i fissionsladdningar är uran-235 och plutonium-239. I kärnladdningar som använder uran krävs mycket hög anrikning av isotopen uran-235. Andelen uran-235 i naturligt förekommande uran är 0,72 % och i en kärnladdning krävs ca 90 %, att jämföras med 2-5 % i de elproducerande kärnreaktorer som använder anrikat bränsle. Anrikning av uran är en energiintensiv och tidskrävande process som kräver särskild tillgång till material, teknologi och expertis [3,4,5]. Kritiska massan för uran-235 med neutronreflektor är ca 15 kg och mycket stora anrikningsanläggningar krävs för att under ett år kunna anrika material för mer än enstaka uranladdningar [5].

Kritiska massan för plutonium-239 med neutronreflektor är 4-6 kg. I en typisk kommersiell kärnreaktor med en elektrisk nettoeffekt på 1000 MW produceras årligen över tusen kilo reaktorplutonium i bränslet. Reaktorplutonium innehåller en mängd olika isotoper men för att plutonium ska kunna användas i kärnvapen krävs mycket hög andel plutonium-239.

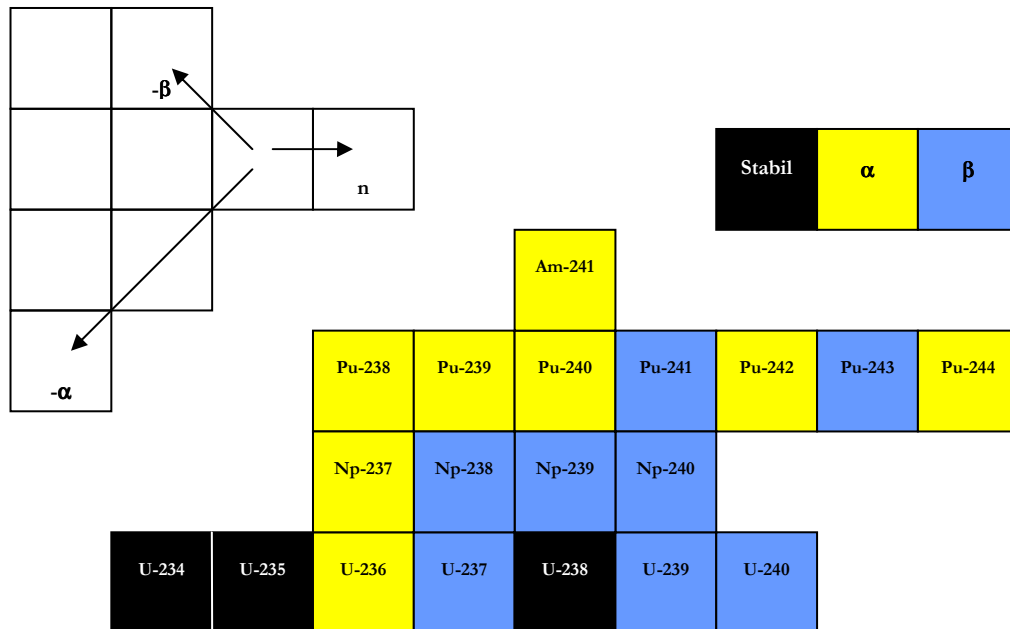
Isotopseparation av plutonium är mer tids- och energikrävande än för uran. De flesta separationsmetoder som används utnyttjar masskillnaden mellan isotoperna, och den relativa skillnaden i massa är mindre mellan de plutoniumisotoper som ska separeras än hos uran [4,5,6]. Vapenplutonium produceras därför istället med en isotopfördelning som kan användas i kärnvapen utan isotopseparation.

1.2 Vapenplutonium

Plutonium har åtta isotoper med en halveringstid längre än ett år. Av dessa åtta bildas fem i icke-försumbara mängder i reaktorbränsle. Samtliga dessa fem isotoper är klyvbara men alla utom plutonium-239 är befattade med nackdelar som gör dem olämpliga för användning i kärnvapen.

Plutonium-238 är en kraftig neutron- och alfastrålare [8] och därför termiskt mycket varm vilket ställer speciella konstruktionskrav och medför förvarings- och hanteringsproblem. Plutonium-240 och 242 är klyvbara med snabba neutroner men har högre kritisk massa än plutonium-239 och med ökande andel av dessa isotoper ökar den kritiska massan. Det huvudsakliga problemet är emellertid att bägge dessa isotoper genomgår spontan fission som avger neutroner. Detta medför att risken för fizzle (för tidig detonation hos laddningen) ökar vid närvaro av plutonium-240 och 242, vilket minskar kärnladdningens verkningsgrad och gör det svårt att förutse laddningens styrka. Klyvningsegenskaperna hos plutonium-241 liknar de hos plutonium-239 men isotopen är mycket beta- och gammaaktiv vilket medför hanteringsproblem. Dessutom bildar plutonium-241 vid betasönderfall americium-241, som är en kraftig alfa-, gamma- och röntgenstrålare.

Plutonium produceras från uranbränsle i kärnreaktorer. Pu-238 bildas genom betasönderfall av Np-238 som är en aktiveringsprodukt av Np-237, som i sin tur är en sönderfallsprodukt från U-237. Pu-238 kan även bildas dels genom betasönderfall av U-238, dels genom (n,2n)-reaktioner med Np-239 och Pu-239, men produktionshastigheten är försumbar. Pu-239 bildas via neutronaktivering av U-238 till U-239, som därefter sönderfaller till Np-239 som ger Pu-239. De övriga plutoniumisotoperna, 240-242, bildas vid neutroninfångning hos Pu-239. Bildningsvägarna för de olika plutoniumisotoperna kan ses i figur 1.



Figur 1: Kärnreaktioner och sönderfall som leder till att plutonium bildas av uran i en kärnreaktor.

I vapenplutonium krävs hög andel plutonium-239. 93 % är ett vanligt förekommande värde för s.k. *weapon-grade* plutonium. Vid normal reaktordrift avsedd för energiproduktion blir andelen plutonium-239 betydligt lägre än 93 %. Likt uran-235 klyvs plutonium-239 av termiska neutroner och bidrar till en betydande del av den energi som produceras, vid kommersiell drift omkring en tredjedel beroende på reaktortyp, bränsletyp och driftsbetingelser. Vidare bildas isotoperna 240-242 vid neutronabsorption hos plutonium-239. Ju högre utbränning, desto högre andel av isotoperna 240-242. Utbränning är ett mått på mängden bränsleatomer som fissionerats och anges av den energi som utvunnits per viktsenhet. Vanliga enheter för utbränning är megawattdygn per ton (MWd/ton), gigawattdygn per ton (GWd/ton) och megawattdygn per kilo (MWd/kg). Ibland anges utbränning i utvunnen energi per viktsenhet bränsle vilket kan vara opraktiskt vid jämförelse av reaktorer som använder olika bränsletyper, t ex metalliskt uran och urandioxid. I den här rapporten anges utbränning i utvunnen energi per viktsenhet uranmetall vid laddning.

Reaktorbränsle består av uran i oxidform eller metallisk form. Bränslet innehåller vid laddning av reaktorn normalt inga andra metaller än uran. Bränsle som inte upparbetats från använt kärnbränsle innehåller endast isotoperna U-234, U-235 och U-238. Upparbetat bränsle innehåller även små mängder av andra uranisotoper, främst U-236. Även MOX-bränsle, *mixed oxides*, förekommer. MOX-bränsle innehåller både uran- och plutoniumoxid. Vid laddning innehåller reaktorbränsle normalt inga andra metaller än uran (samt plutonium i MOX-bränsle) men processer i reaktorn ger upphov till en mängd olika ämnen. Fission genererar fissionsprodukter och neutroninfångning ger upphov till transuraner. De flesta fissions- och absorptionsprodukter är instabila och ger i sin tur upphov till en mängd sönderfallsprodukter. I använt kärnbränsle förekommer hundratals olika nuklider och de flesta ämnen i periodiska systemet finns representerade.

1.3 Plutoniumproduktion i kärnreaktorer

Hur effektiv en reaktor är för plutoniumproduktion kan inte kvantifieras av en parameter. De egenskaper som är intressanta vid produktion av vapenplutonium är huvudsakligen mängd producerat plutonium per tidsenhet, mängd producerat plutonium per ton använt uranbränsle och andel av plutoniumet som utgörs av plutonium-239. Vilken egenskap som är viktigast att optimera beror på plutoniumproducentens krav och önskemål. En reaktor kan konfigureras och drivas med avseende på att optimera:

- mängd producerat plutonium per ton uranbränsle
- mängd producerat plutonium per tidsenhet
- kvalitet hos det producerade plutoniumet

Tid mellan bränslebyte kan alltså bestämmas mot bakgrund av om det är tillgång på uranbränsle eller reaktorkapacitet som är den begränsande faktorn hos producenten samt vilken halt plutonium-239 som önskas.

När kärnkraftteknologin utvecklades och anpassades för energiproduktion för elnätet utvecklades tre huvudsakliga reaktorkoncept. Olika koncept blev dominerande i de länder som först använde kärnkraft för elförsörjning; lättvattenreaktorer i USA, Sovjetunionen och de flesta länder i Västeuropa, tungvattenreaktorer i Kanada och grafitreaktorer i Storbritannien. De reaktorer som idag finns utanför de ursprungliga kärnkraftsnationerna är baserade på specifika reaktorer i dessa länder och ofta konstruerade av eller med hjälp av dem. Antal kommersiella, elproducerande reaktorer i drift uppvisas i tabell 1.

	Antal
Tryckvattenreaktorer (PWR)	265
Kokvattenreaktorer (BWR)	94
Tungvattenreaktorer (PHWR)	44
Gaskylda grafitreaktorer (GCR, AGR)	18
Lättvattenkylda grafitreaktorer (LWGR)	16
Snabba bridreaktorer (FBR)	2
Totalt	439

Tabell 1: Kommersiella kärnreaktorer i världen 2008 [7].

Vid studiet av olika reaktortyper och driftsparametrar har främst två egenskaper undersökts och jämförts: den mängd plutonium som produceras och den andel av detta som utgörs av plutonium-239. Vid jämförelse mellan t ex olika reaktortyper har egenskaperna konversionsfaktor och andel plutonium-239 jämförts. Konversionsfaktorn anger hur många gram plutonium som produceras per megawattdygn termisk effekt (g/MWth-d) och är ett mått på hur effektiv en reaktor är, dvs hur mycket tid och effekt som krävs för att producera en viss mängd plutonium.

En grov skattning av en reaktors plutoniumproduktionskapacitet kan göras om man känner till:

- Konversionsfaktor
- Effekt

En konversionsfaktor på 1,00 g/MWth-d innebär att för varje megawattdygn termisk effekt produceras 1,00 gram plutonium. En reaktor med en termisk effekt på 100 MW och en konversionsfaktor på 1,00 producerar således ett teoretiskt maximum av 100 g plutonium per

dygn vid full kapacitet. Konversionsfaktorer för några vanliga reaktortyper har beräknats och presenteras i tabell 2.

Reaktortyp	Konversionsfaktor (g/MWth-d)	Utbränning (MWd/t)
PWR	0,50	3200
BWR	0,50	2400
PHWR	0,79	1200
GCR	0,83	850
AGR	0,43	2400
LWGR	0,51	1750

Tabell 2: Konversionsfaktorer för olika reaktortyper vid den utbränning som ger 93 % plutonium-239.

Hög effekt och lång bestrålningsstid ger bränslet hög utbränning. Konversionsfaktorn är inte ett statistiskt värde för en viss reaktortyp utan beror på en mängd faktorer. Både konversionsfaktor och andel plutonium-239 varierar med utbränning, dvs bränslets bestrålningsstid i reaktorn, och när optimala värden vid vissa utbränningar. Andelen plutonium-239 sjunker dessutom under vad som är lämpligt för vapenproduktion vid tillräckligt hög utbränning. Detta sätter gränsen för vad som är högsta möjliga utbränning vid framställning av plutonium för vapenändamål. Med hjälp av en reaktortyps konversionsfaktor och termiska effekt kan en grov uppskattning av en reaktors produktionskapacitet göras. Produktionskapaciteten beräknad med konversionsfaktorer från tabell 2 kan ses i tabell 3.

Reaktortyp	Termisk effekt (MW)				
	10	50	100	200	1000
PHWR	3	14	29	58	288
GCR	3	15	30	61	303

Tabell 3: Uppskattad maximal produktionskapacitet i kg plutonium per år hos tungvattenreaktorer och gaskylda grafitmodererade reaktorer. För att tillverka en kärnladdning krävs ca 5 kg plutonium.

2 Metod

De flesta energiproducerande reaktorer i världen kan grovt delas in i tre grupper baserat på moderatormaterial: grafit-, lättvatten- och tungvattenmodererade reaktorer. Inom varje grupp förekommer en mängd olika varianter med variationer i utformning, storlek, kylning, bränslesammansättning etc. Vidare förekommer en mängd reaktortyper för särskilda ändamål såsom forskning.

För att studera hur produktionen av plutonium beror på konstruktions- och driftsparametrar har tre reaktormodeller konstruerats i utbränningsanalysprogrammet SCALE. Två av modellerna är valda för att representera typiska reaktorer som kan komma i fråga för produktion av vapenplutonium: en grafitmodererad, gaskyld reaktor (GCR) och en tungvattenmodererad reaktor (PHWR). Den tredje modellen är en lättvattenmodererad tryckreaktor (PWR) som jämförelse. Lättvattenreaktorn är allmänt betraktad som undermålig för plutoniumproduktion, men är en vanlig kommersiell reaktortyp och kan vara intressant som jämförelse. Dessa tre reaktormodeller har använts för att undersöka vilken effekt olika parametrar har på plutoniumproduktion genom att göra utbränningsberäkningar med varierande värden på de parametrar som kan förväntas påverka plutoniumproduktionskapaciteten. Utöver de tre reaktormodeller som skapats för parameterstudier har ett antal modeller skapats för att beräkna plutoniumproduktionskapaciteten i mindre vanligt förekommande reaktortyper samt i vissa specifika reaktorer. Vidare har kriticitetsberäkningar utförts med neutrontransportprogrammet MCNP5 för att fastställa om driftsbetingelserna är praktiskt möjliga ur kriticitetssynpunkt.

2.1 Reaktormodellering

För de reaktortyper som ingår i parameterstudien har generella reaktormodeller konstruerats i SCALE. SCALE är ett kodpaket ursprungligen utvecklat för att beräkna stråldoser från använt kärnbränsle, och kan användas för att bestämma nuklidsammansättningen som en funktion av drifts- och konstruktionsparametrar. Hos var och en av dessa reaktormodeller har en mängd parametrar som kan förväntas påverka produktionen av plutonium varierats. För en viss reaktortyp finns begränsningar för hur en viss parameter kan varieras. Vissa parametrar har varierats utanför vad som kan anses rimligt för att undersöka vad som sker i dessa extremfall.

Vid simuleringar med SCALE skapas en reaktormodell som beskriver reaktorns utformning, bränslesammansättning, och övriga egenskaper som påverkar bränslets utbränning. Därefter beräknas bränslets nuklidsammansättning under drift som funktion av bestrålningstid. Bränslets sammansättning har studerats från väldigt låga till väldigt höga utbränningsgrader. Det bränsle som är användbart för plutoniumutvinning befinner sig emellertid inom ett begränsat intervall avseende utbränning. Detta beror på två faktorer. Den övre gränsen sätts av att andelen lättare och tyngre plutoniumisotoper ökar vid hög utbränning och därmed gör bränslet mindre lämpligt för vapenändamål. Den undre gränsen sätts dels av effektivitetsskäl då konversionsfaktorn ofta är mycket låg vid låg utbränning, dels av praktiska skäl då mycket kort utbränning kräver täta bränslebyten. För vissa reaktortyper och driftbetingelser finns ingen definitiv undre gräns avseende utbränningsgrad för vad som är tekniskt möjligt att använda till vapenplutonium.

2.2 Kriticitet vid parametervariation

För att en viss reaktorkonfiguration skall vara möjlig för plutoniumproduktion krävs att reaktorn är kritisk. Kriticitet råder då varje fission i genomsnitt ger upphov till ytterligare exakt en fission, en kedjereaktion. Detta kan beskrivas med den effektiva multiplikationsfaktorn, k , vilken definieras som kvoten mellan antalet neutroner som producerats genom fission i en generation, och antalet i föregående generation. En reaktor är kritisk då $k = 1$, underkritisk då $k < 1$, och överkritisk då $k > 1$. Under drift hålls en reaktor

exakt kritisk. Maximalt k-värde överstiger emellertid 1 men reaktorn hindras från att vara överkritisk med hjälp av kontrollstavar och andra system. En reaktor vars maximala k-värde understiger 1 kan inte hållas kritisk.

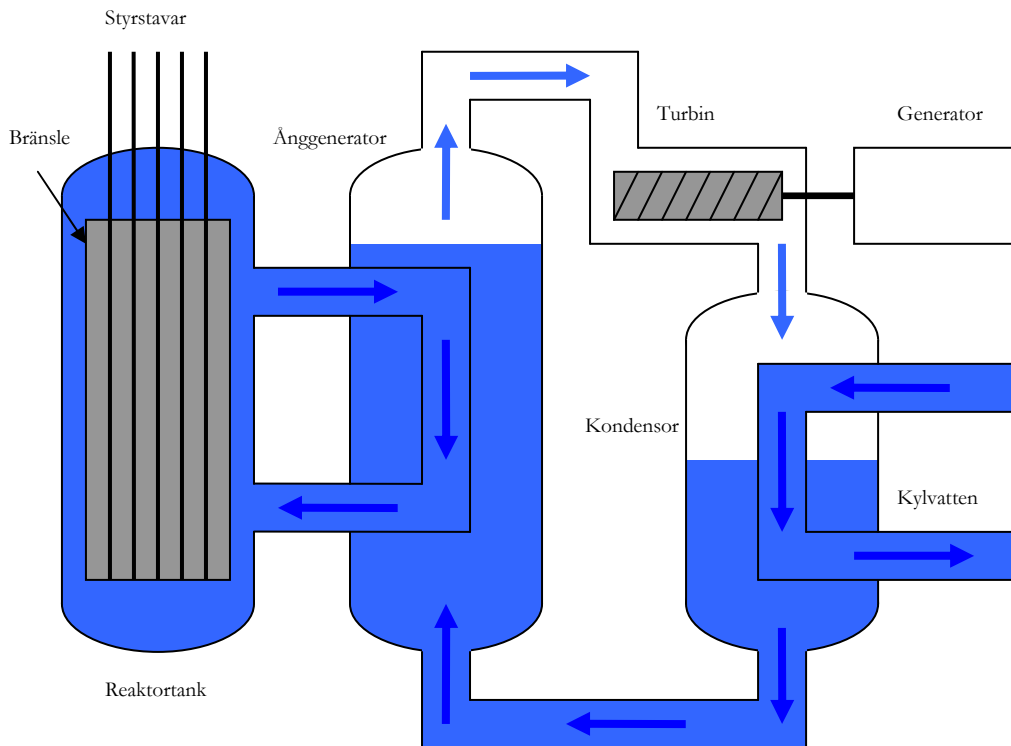
SCALE, som använts för utbränningsberäkningarna, kan även användas för kriticitetsberäkningar. Reaktormodeller skapade i SCALE bygger på oändliga gitter av repeterade celler i två dimensioner och tar således inte hänsyn till att härden är begränsad samt omges av en reaktorinneslutning. Dessa generaliseringar har liten betydelse för utbränningsberäkningar men kan leda till överskattning av kriticiteten. För att fastställa att en viss reaktorkonfiguration är möjlig i kriticitetsavseende har reaktormodeller skapats för neutrontransportprogrammet MCNP. Dessa modeller innehåller en fullständig reaktorbeskrivning i tre dimensioner och ger ett värde för kriticitet som tar hänsyn till reaktorns fullständiga geometri. För normala driftsbetingelser, samt för de parametervariationer som leder till låga k-värden har beräkningar utförts för att avgöra om kriticitet råder. Resultat från kriticitetsberäkningar på reaktorer med färskt bränsle gjorda med SCALE och MCNP kan ses i tabell 4.

Reaktortyp	SCALE	MCNP
GCR	1,11	1,05
BWR	1,10	1,02
PHWR	1,12	1,10

Tabell 4: Multiplikationsfaktorer för tre reaktortyper beräknade med SCALE och MCNP.

2.3 Reaktortyper

Likt de flesta andra kraftverkstyper omvandlas termisk energi till elektrisk energi i ett kärnkraftverk. Fissilt material i härden klyvs och genererar värme. Den termiska energin hos bränslet överförs till ett kylmedel, vars kinetiska energi tas upp i turbiner och omvandlas till elektrisk energi i generatorer. Det huvudsakliga fissionsbidraget hos färskt kärnbränsle kommer från uran-235, som klyvs av långsamma, termiska, neutroner. Vid fission avges huvudsakligen snabba neutroner och för att en kedjereaktion ska upprätthållas krävs en neutronmoderator vars uppgift är att bromsa snabba neutroner till termiska neutroner. En moderator kännetecknas av god förmåga att bromsa neutroner samt liten förmåga att fånga upp neutroner. Det finns flera metoder för att klassindela reaktorer. Vanligtvis indelas reaktorer efter moderator- och kylmaterial. I figur 2 visas en schematisk bild av en tryckvattenreaktor, den vanligaste reaktortypen för elproduktion.



Figur 2: Schematisk bild av tryckvattenreaktor.

2.3.1 Tryckvattenreaktorer (PWR)

Tryckvattenreaktorer använder lättvatten både som moderator och kylmedium. Bränslet är placerat i vertikala cylindriska rör med ca 1 cm diameter, vanligtvis arrangerade i kvadratiske knippen. Ett typiskt bränsleknippe är 3-4 m långt och består av 17 x 17 bränslestavar. Vattnet är inte fördelat i kanaler utan fungerar både som moderator och kylmedium utan separation. De flesta tryckvattenreaktorer genererar ca 2500 MW termisk effekt och innehåller runt 100 ton bränsle i form av urandioxid anrikat till 3-5 %. Effekttätheten i en tryckvattenreaktor är relativt hög. Utbränningen vid bränslebyte är också hög. Reaktorn måste stoppas vid bränslebyte, vilket äger rum ca en gång om året, varpå uppemot en tredjedel av härden byts ut [9].

2.3.2 Kokvattenreaktorer (BWR)

Kokvattenreaktorer är i många avseenden konstruerade enligt samma principer som tryckvattenreaktorer. De viktigaste skillnaderna avseende härden är att bränslet är uppdelat i mindre knippen, t ex 5 x 5 eller 7 x 7, samt att det lägre trycket i reaktortanken tillåter vattnet att koka varpå en ångfas uppstår. Bränsleknippena är dessutom omgivna av en inkapsling och kontrollstavar är placerade mellan bränsleelementen. Effekt och bränslemängd är jämförbara med tryckvattenreaktorer men anrikningsgraden är vanligtvis något lägre.

2.3.3 Tungvattenreaktorer (PHWR)

Tungvattenreaktorer använder vanligtvis tungt vatten både som moderator och kylmedium. I de flesta moderna tungvattenreaktorer är moderatorn separerad från kylmediet. Bränslet är placerat i horisontella rör och bränslestavarna är arrangerade i koncentriska ringar i

knippen. Bränsleknippets utformning varierar mellan olika reaktorer och kan innehålla från 7 till 43 bränslestavar. Bränsleknippena är placerade i trycktuber som även innehåller kylmediet. Trycktuberna omges i sin tur av moderatormaterial. Tungvattenreaktorer använder naturligt uranbränsle i form av urandioxid. Bränsleelementen är vanligtvis korta (ca 50 cm) och kan bytas under drift. Storleken varierar kraftigt mellan olika reaktorer men effekten är vanligtvis 200-800 MW för äldre modeller och uppemot 2000 MW för nyare. Bränslemängden är normalt 20-100 ton. De flesta tungvattenreaktorerna i världen är av kanadensisk CANDU-design [7].

2.3.4 Gaskylda grafitmodererade reaktorer (GCR, AGR)

Gaskylda grafitreaktorer förekommer i många varianter med skillnader i utformning och konstruktionsmaterial. De delas vanligtvis in i två typer, GCR (Gas Cooled Reactor) och AGR (Advanced Gas-cooled Reactor). GCR-reaktorerna var bland de första reaktorer som togs i kommersiell drift. AGR-reaktorerna är en utveckling av GCR-reaktorerna som bl a opererar vid högre temperatur i härden och är konstruerade med mer temperaturbeständiga material. Bränslet i båda reaktortyperna utgörs av cylindriska stavar placerade i bränsleelement. Reaktorhärden består av grafitmoderator med vertikala bränslekanaler i vilka bränsleelementen är placerade på varandra. Kylmediet består normalt av koldioxid och är vanligtvis placerat mellan bränsleelementen och grafitmoderatorn, men varianter förekommer med ihåliga bränslecylindrar med kylkanaler i bränslestavarna. GCR-reaktorerna använder naturligt, metalliskt uranbränsle medan AGR-reaktorerna använder anrikat uranbränsle i form av urandioxid. De reaktorer som är avsedda för kommersiell elproduktion är vanligtvis utformade för bränslebyte under drift. Gaskylda grafitreaktorer har normalt lägre effekt än vattenkylda reaktorer; omkring 200 MW.

2.3.5 Lättvattenkylda grafitmodererade reaktorer (LWGR)

Lättvattenkylda grafitreaktorer har stora likheter med gaskylda grafitreaktorer. Varianter förekommer med kylkanaler separerade från bränslet men vanligtvis är kylkanalerna placerade mellan bränslet och moderatorn eller i kanaler i bränslet [10]. I de ursprungliga reaktorerna kan bränslebyte inte göras under drift. Bränslet består av metalliskt uran eller urandioxid med anrikningsgrader från naturligt uran upp till 6 % beroende på reaktor och ändamål. Samtliga lättvattenkylda grafitmodererade reaktorer som är i drift för elproduktion finns i före detta Sovjetunionen och de allra flesta är av rysk RBMK-typ, dvs. samma ursprungliga design som anläggningen i Tjernobyl [7].

2.3.6 Snabba bridreaktorer (FBR)

Snabba bridreaktorer (FBR) använder bränsle som innehåller både uran och plutonium, antingen i form en legering, eller MOX-bränsle (mixed oxides). I samtliga snabba bridreaktorer som tagits i drift har kylmedlet utgjorts av flytande metall, vanligtvis natrium eller en natriumförening [7], såsom natrium och bly, med litet neutronspridningstvårsnitt. Reaktortypen använder ett spektrum av snabba neutroner för att upprätthålla en kedjereaktion och plutonium står för en betydande del av fissionsenergin redan vid laddning. Färskt FBR-bränsle innehåller plutonium och för att kunna driva en snabba bridreaktor krävs således en annan plutoniumkälla. Endast en snabb bridreaktor har använts för att producera vapenplutonium och reaktortypen behandlas inte i den här rapporten [8].

2.3.7 Reactorer kylda med flytande metall (Liquid Metal Cooled Reactors)

Reaktorer med flytande metall som kylmedel kan göras mycket kompakta och reaktortypen har huvudsakligen använts till tidiga ubåtsreaktorer [9]. Metaller som använts är bl. a natrium, kvicksilver och bly. Ubåtsreaktorer är ofta designade för att använda samma bränsleladdning under hela sin livstid och använder mycket höganrikat uranbränsle (uppemot 90 % uran-235).

De metaller med smältpunkter långt över rumstemperatur som används som kylmedel tillåter inte att reaktorn stoppas för t ex bränslebyte då den väl tagits i drift. Dessa två egenskaper gör att reaktorer med flytande metall som kylmedel är mycket olämpliga vid produktion av vapenplutonium och reaktortypen tas därför inte upp i den här rapporten.

2.3.8 Fjärde generationens reaktorer

Kärnreaktorer delas ibland in efter generation istället för moderator- och kylmaterial. Första generationens reaktorer tillverkades under eller direkt efter andra världskriget och de flesta tillverkades endast i ett exemplar. Magnox-reaktorerna i Windscale och Shippingport räknas till första generationens reaktorer. Andra generationens reaktorer är vidareutvecklingar från första generationen med anpassningar huvudsakligen för kommersiell drift. De flesta kommersiella reaktorer i världen tillhör reaktorkoncept som kan föras till andra generationens reaktorer såsom BWR, PWR, PHWR och AGR. Tredje generationens reaktorer skiljer sig från andra generationen främst avseende verkningsgrad, säkerhet och livslängd. Härdutformningen skiljer sig mycket lite från andra generationens reaktorer. Fjärde generationens reaktorer består för närvarande av en serie teoretiska reaktorkoncept utvecklade för att förbättra säkerhet och bränslehantering samt minimera spridningsrisken av använt bränsle. Vissa av fjärde generationens reaktorkoncept är uppenbart olämpliga för produktion av vapenplutonium p.g.a. att de använder snabba neutroner, transuranbränsle eller har flytande metall som kylmedel. Två av reaktorkoncepten är teoretiskt möjliga att använda som utgångspunkt för ett plutoniumprogram även om det förefaller opraktiskt då det krävs tillgång till avancerade kunskaper inom reaktortechnologi. Very-High-Temperature Reactor (VHTR) är en grafitmodererad gaskyld reaktor. Det mest kända exemplet torde vara den s.k. pebble bed-reaktorn som använder sig av bränsle i form av urandioxidsfärer omgivna av ett grafitlager. Supercritical-Water-Cooled Reactor (SWCR) använder superkritiskt vatten både som moderator och kylmedel och härdutformningen har stora likheter med befintliga lättvattenreaktorer. Förenklat kan VHTR och SWCR beskrivas som AGR- respektive PWR-reaktorer som opererar vid mycket höga temperaturer.

2.3.9 Forskningsreaktorer

Forskningsreaktorer utgör inte någon homogen grupp avseende härdutformning utan kan ha en mängd olika utformningar. De flesta forskningsreaktorer är unika och alldeles för små för att komma i fråga för tillverkning av vapenplutonium och behandlas inte i den här rapporten. De forskningsreaktorer som är tillräckligt stora för att teoretiskt kunna användas för produktion av vapenplutonium kan i allmänhet föras till någon av grupperna för kommersiella reaktorer för bedömning av produktionskapacitet.

2.4 Parameterstudie

Hur effektiv en viss reaktor är för plutoniumproduktion vid olika driftsbetingelser kan beskrivas av tre parametrar:

- Mängd producerat plutonium per ton vid en viss utbränningsgrad
- Andel plutonium som utgörs av plutonium-239
- Kriticitet hos reaktorn

Mängd producerat plutonium beskrivs av konversionsfaktorn och anges i gram producerat plutonium per megawattdygn termisk effekt. Hög konversionsfaktor är eftersträvarvärd vid tillverkning av vapenplutonium eftersom det innebär kortare produktionstid och möjlighet att använda mindre eller färre produktionsanläggningar. Andelen plutonium-239 är viktig eftersom den avgör om plutoniumet kan användas för vapentillverkning över huvud taget. Andelen plutonium-239 minskar med ökad utbränning och kan inte tillåtas understiga 93 %

vid tillverkning av vapenplutonium. Bränslebyte måste ske innan andelen sjunker under 93 % och högre andel vid en viss utbränning tillåter att bränslebyte äger rum med längre mellanrum.

Den kriticitet som avses är maximalt värde för k_{eff} , dvs. då samtliga kontrollstavar är fullt utdragna ur härden. När detta värde understiger 1 kan reaktorn inte längre hållas kritisk. Vid laddning av färskt bränsle bör maximalt k_{eff} överstiga 1 med viss marginal då utbränning av bränslet ger lägre andel uran-235 i bränslet varvid k_{eff} minskar. Att en reaktor kan nå höga värden för k_{eff} ger inte nödvändigtvis bättre plutoniumproduktionskapacitet eftersom reaktorn med hjälp av kontrollsystem hålls precis kritisk vid drift. Det väsentliga är inte att k_{eff} är högt, utan att k_{eff} inte sjunker under 1 under utbränning av bränslet.

För att studera hur konversionsfaktor, andel plutonium-239 och kriticitet varierar beroende på produktionsanläggningens drift och utformning, samt bestämma optimala betingelser för produktion, har ett antal parametrar varierats. De parametrar som varierats är:

- Reaktortyp
- Moderatortemperatur
- Moderatordensitet
- Kylmedelstemperatur
- Kylmedelsdensitet
- Specifik effekt
- Avstånd mellan bränslestavar
- Avstånd mellan bränsleknippen
- Anrikningsgrad
- Utbränningsgrad

Dessa parametrar förväntas ha möjlig inverkan på konversionsfaktor, andel plutonium-239 och kriticitet. Det kan noteras att många av variationerna antingen är orimliga i sig (såsom vissa ändringar i geometrin) eller har varierats inom orimliga intervall (t ex extremt höga eller låga temperaturer) för att undersöka effekten av variation i dessa parametrar oberoende av teknisk eller fysisk rimlighet. Parameterstudie har gjorts för tre reaktortyper: PWR, PHWR och GCR.

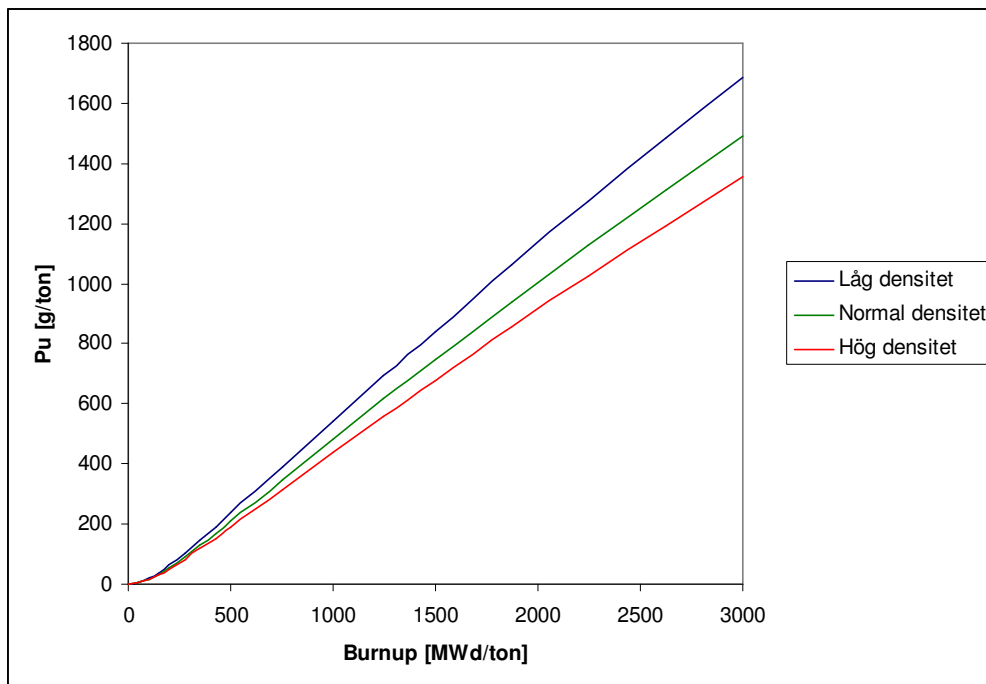
3 Resultat

3.1 PWR

Reaktormodellen för PWR är baserad på den svenska reaktorn Ringhals-4. Reaktorspecifikationer finns i Appendix A [11, 12].

3.1.1 Moderator densitet

Moderatorn i en lättvattenreaktor befinner sig i den trycksatta härdinneslutningen och densiteten kan i teorin varieras genom att öka eller minska trycket. Moderator densiteten har här ökats och minskats med upp till 20 %. Skillnaden i andelen plutonium-239 i bränslet vid en viss utbränning är försumbar medan konversionen är högre vid låga densiteter. Kriticiteten minskar vid lägre moderator densiteter och vid tillräckligt låg densitet blir reaktorn underkritisk. 20 % högre moderator densitet ger 9 % lägre plutoniumproduktionskapacitet medan 20 % lägre moderator densitet ger 13 % högre plutoniumproduktionskapacitet. För samtliga undersökta moderator densiteter når andelen plutonium-239 93 % vid 3000-3500 MWd/ton utbränning. Den totala mängden plutonium per ton bränsle som funktion av utbränning kan ses i figur 3.



Figur 3: Plutoniumproduktionskapacitet vid låg, normal och hög moderator densitet.

3.1.2 Moderator temperatur

I lättvattenreaktorer fungerar moderatorn även som kylmedium. Moderator temperaturen kan varieras genom att öka eller minska kylmedelsflödet i kylkretsarna. Vid normal drift är moderatorns medeltemperatur 297 °C. Temperaturen har här varierats mellan 100 °C och 500 °C. Skillnaderna i konversion är försumbara. Vid mycket låg utbränning (200-500 MWd/t) är skillnaden i andel plutonium-239 mycket liten men vid något högre utbränning är halten plutonium-239 högre vid låga temperaturer. Reaktorns maximala k-värde är något lägre vid höga temperaturer men vid de låga utbränningar som används kan härden ändå hållas kritisk med god marginal.

Moderatortemperatur	197 °C	297 °C	397 °C
Tid mellan bränslebyten	93 dygn	83 dygn	76 dygn

Tabell 5: Moderatortemperaturen påverkar andelen plutonium-239 vid en viss utbränning, vilket i sin tur bestämmer längsta tiden mellan bränslebyten.

3.1.3 Specifik effekt

Specifik effekt är reaktorns genomsnittliga effekttäthet och anges i t ex kW/kg uranbränsle. Effekttätheten i en typisk lättvattenreaktor är 20-40 kW/kg vilket är högre än hos de flesta andra reaktortyper. Specifika effekten har i beräkningarna varierats mellan 34 % och 200 % av normaleffekt. Vid låg specifik effekt är konversionsfaktorn högre och andelen plutonium-239 marginellt lägre vid en viss utbränning än vid normal drift. Vid hög specifik effekt är halten plutonium-239 marginellt högre medan konversionsfaktorn däremot är betydligt lägre.

Den högre konversionsfaktorn vid låg specifik effekt medför att mer plutonium produceras per megawattdygn, men en reaktor med låg specifik effekt har även lägre total effekt och producerar mindre plutonium per tidsenhet. Hög termisk effekt ger högre plutoniumproduktion och den ökade konversionsfaktorn vid låg specifik effekt kompenserar inte för den minskade totala effekten. Den högre andelen plutonium-239 vid hög specifik effekt gör att bränsle kan bytas vid marginellt högre utbränning men denna utbränning inträffar vid betydligt kortare bestrålnings-tid. Data för låg, normal och hög specifik effekt finns i tabell 6.

	Låg	Normal	Hög
Bestrålnings-tid [dygn]	232	83	42
Burnup [MWd/ton]	3151	3181	3227
Konversionsfaktorn [g/MWd-th]	0,50	0,50	0,48
Produktionskapacitet [kg/år]	170	500	970
Bränsleåtgång [ton U/år]	110	320	620
Bränsleåtgång [ton U/kg Pu]	659	638	641

Tabell 6: Data för reaktorer med 82 ton UO₂ bränsle i härden och en tredjedels, normal respektive dubbel termisk effekt.

3.1.4 Anrikning

Anrikningen hos bränslet i en PWR är normalt 3-4 % uran-235. Bränslets anrikningsgrad har här varierats mellan 2,50 och 10,00 %. Plutonium-239 produceras genom neutroninfångning hos uran-238 medan den icke önskvärda isotopen plutonium-238 produceras genom neutroninfångning hos uran-235. Närvaro av uran-235 är nödvändig för att upprätthålla en kedjereaktion i reaktorn men isotopen har i övrigt inga egenskaper som är önskvärda vid produktion av vapenplutonium. Andelen plutonium-239 vid en viss utbränning är högre vid höga anrikningsgrader vilket gör att reaktorn kan köras längre tid innan bränslebyte måste göras. Den mängd plutonium som produceras är emellertid betydligt lägre vid höga anrikningsgrader. Vid höga anrikningsgrader blir bränsleåtgången lägre men den totala åtgången av uran-235 är högre än vid låga anrikningsgrader. Data för bränsle med olika anrikning presenteras i tabell 7.

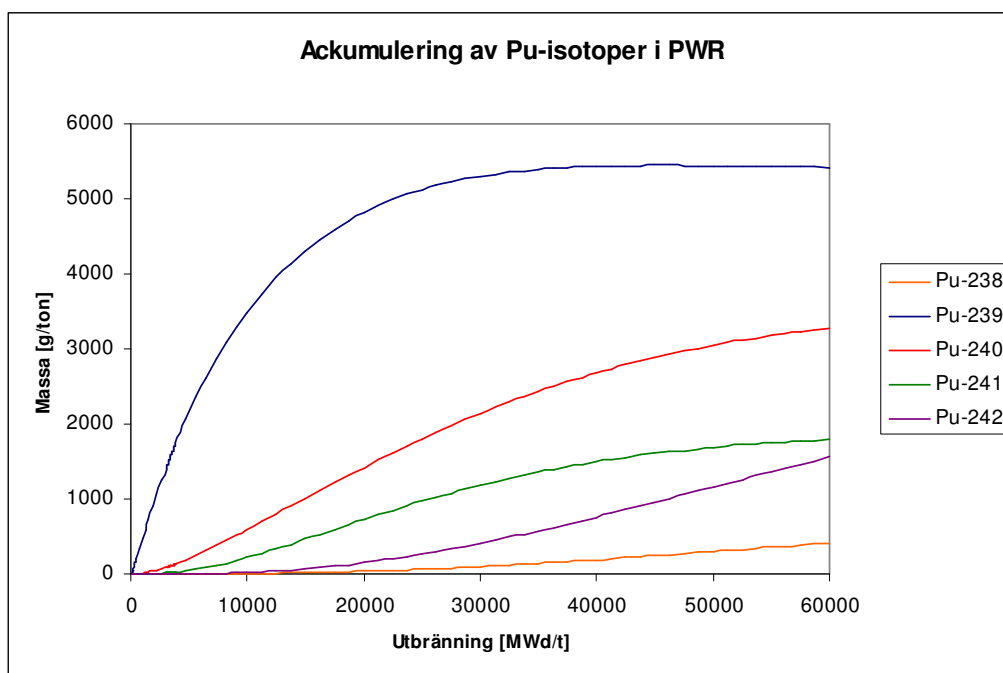
	2,5 %	3,2 %	4,0 %	5,0 %
Tid mellan bränslebyten [dygn]	69	83	98	117
Burnup [MWd/ton]	2600	3200	3700	4500
Konversionsfaktor [g/MWd]	0,55	0,50	0,46	0,42
Produktionskapacitet [kg Pu/år]*	560	500	460	430
Bränsleåtgång [ton U/år]*	390	320	270	230
Bränsleåtgång [kg U/kg Pu]	690	640	580	530

* För reaktor med 82 ton UO₂ bränsle i härden.

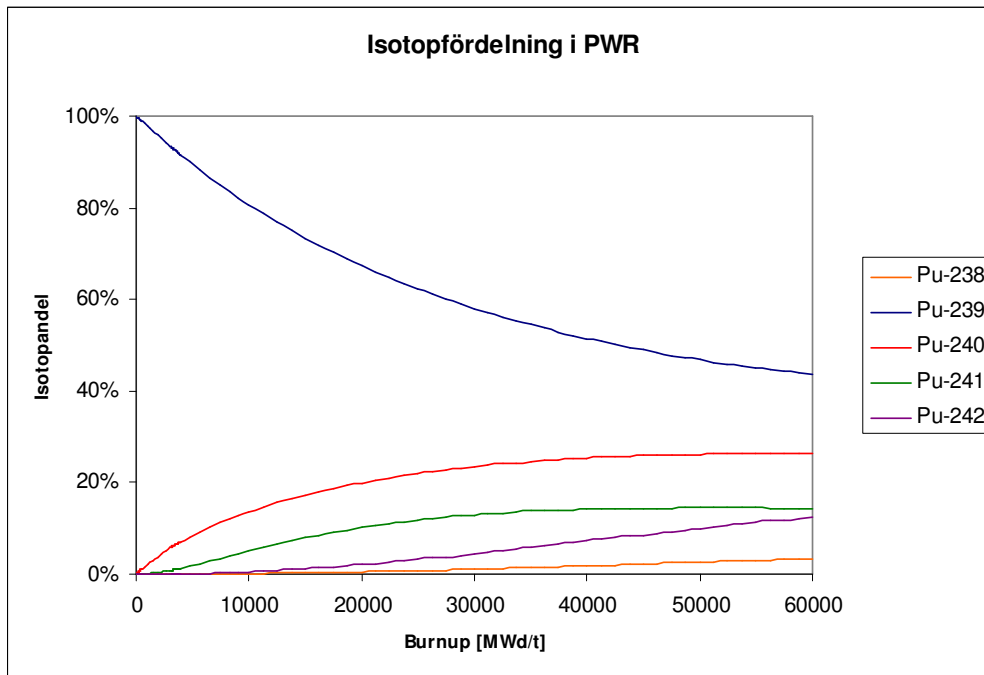
Tabell 7: Plutoniumproduktion med olika anrikning i PWR.

3.1.5 Utbränning

Vid kommersiell drift har lättvattenreaktorbränsle normalt en utbränning på 40000-50000 MWd/ton vid bränslebyte [8, 9]. Bränsle kan inte bytas under drift och normalt stoppas en lättvattenreaktor 1-2 månader om året varpå 20-35 % av bränslet byts ut [9]. Vid full utbränning är halten plutonium-239 ca 45 %. Andelen plutonium-239 sjunker under 93 % runt 3200 MWd/ton vilket motsvarar 12 veckors bestrålningstid i reaktorn. Högst konversionsfaktor uppnås runt 2000-2500 MWd/ton. Mängden av de olika plutoniumisotoperna i bränslet som funktion av utbränning kan ses i figur 4 och isotopfördelningen kan ses i figur 5.



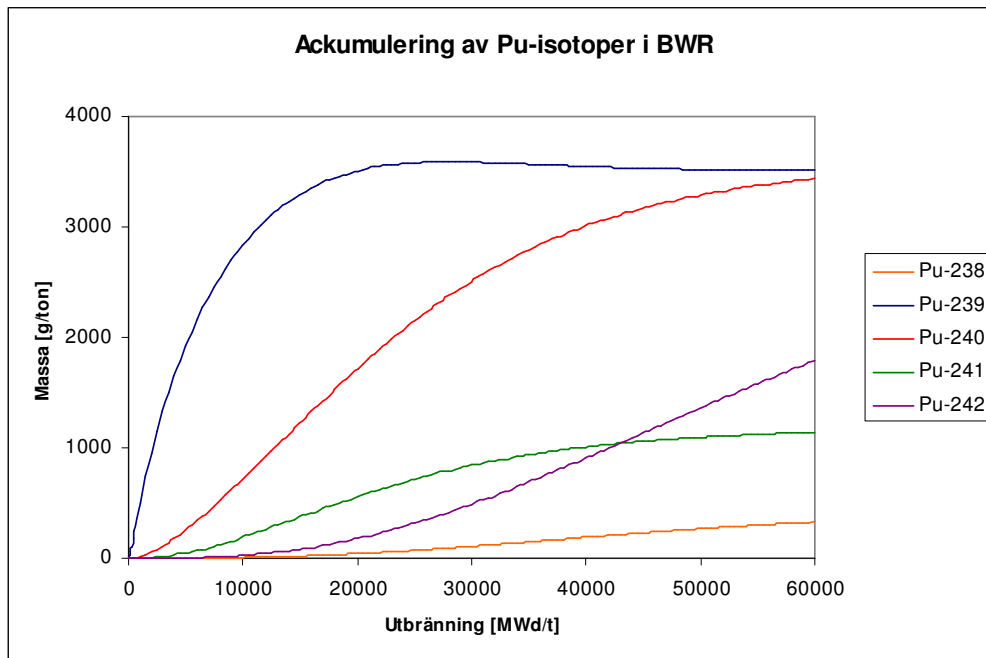
Figur 4: Ackumulering av plutoniumisotoper i PWR-bränsle som funktion av utbränning.



Figur 5: Isotopfördelning i PWR-bränsle som funktion av utbränning.

3.2 BWR

Beräkningar har även gjorts på kokvattenreaktorer. Modellen är baserad på den svenska reaktorn Oskarshamn-1. Reaktorspecifikation finns i Appendix A [11, 13]. De parametrar som varierats är desamma som hos PWR samt även avståndet mellan bränsleknippen. Jämfört med PWR producerar BWR avsevärt mindre plutonium vid hög utbränning samt ger mycket lägre andel plutonium-239. Vid de utbränningar som är intressanta för produktion av vapenplutonium är värdena däremot mycket lika. De parametervariationer som gjorts ger i stort samma resultat som hos PWR. Variationerna i avstånd mellan bränsleknippen visar att korta avstånd ger högre konversionsfaktor och stora avstånd ger lägre medan skillnaden i andel plutonium-239 är försumbar. Mängden av de olika plutoniumisotoperna som funktion av utbränningen i bränslet kan ses i figur 6.



Figur 6: Isotopfördelning i BWR-bränsle som funktion av utbränning.

3.2.1 Produktion av plutonium i enskilda bränslestavar

I lättvattenreaktorer varierar anrikningsgraden mellan olika bränslestavar i ett bränsleknippe. Normalt är anrikningsgraden lägre i hörn och kanter och högre i mitten. Beräkningar har gjorts för att undersöka om enstaka bränslestavars anrikningsgrad och position kan varieras så att de kan användas vid produktion av vapenplutonium och i så fall vid vilka bestrålningstider.

Beräkningar har gjorts där en bränslestav i varje bränslepaket bytts ut mot högre anrikat, naturligt och utarmat uran och därefter bestrålats tills halten plutonium-239 är 93 %. Låg halt av uran-235 i stavarna ger högre plutoniumproduktion men bränslebyte måste äga rum oftare än vid högre halt uran-235. Olika positioner har undersökts. En stav i bränsleknippets centrala del, bland de stavar med hög anrikning, ger betydligt högre plutoniumproduktion än vid bränsleknippets kant. Data för en enskild bränslestav centralt placerad i varje bränsleknippe presenteras i tabell 8.

	5% anrikat	Naturligt uran	Utarmat uran	Normal drift
Bestrålningstid [dygn]	201	161	153	154
Burnup [MWd/ton]	3124	2500	2375	2400
Mängd plutonium [g/ton]	1144	1055	1030	1195
Produktionskapacitet [kg/år]	2,65	3,06	3,14	-

Tabell 8: Bränslestav med olika anrikning i bränsleknippets inre region.

3.3 PHWR

Reaktormodellen för tungvattenreaktorer är baserad på en CANDU-reaktor med bränslekonfigurationen Candu-37, dvs. varje bränsleelement innehåller 37 bränslestavar. Beräkningar har gjorts även på andra bränslekonfigurationer. Reaktorspecifikation finns i Appendix A [11, 13, 14].

3.3.1 Kylmedelstemperatur

Till skillnad från lättvattenreaktorer är kylmedlet i tungvattenreaktorer fysiskt separerat från moderatorn. Bränsleelementen är placerade i trycktuber genom vilka kylmedlet flödar. Trycktuberna passerar genom reaktortanken som innehåller moderatorn.

Vid drift kan kylmedlets temperatur varieras genom att öka eller minska flödet i kylkretsarna. Temperaturen hos kylmedlet i trycktuberna har varierats 200 °C uppåt och nedåt från normaltemperaturen 281 °C. Skillnaden i konversionsfaktor är mycket liten men den är något högre vid låga temperaturer. Andelen plutonium-239 är marginellt högre vid låga temperaturer och lägre vid höga temperaturer. Maximalt k_{eff} är något högre vid låga temperaturer. Skillnaderna är mycket små och temperaturen i kylmedlet har mycket liten betydelse för konversionsfaktor, andel plutonium-239 och kriticitet.

3.3.2 Kylmedelsdensitet

Densiteten har varierats från 20 % lägre än vid normala driftsbetingelser till 20 % högre. Skillnaden i andel plutonium-239 är försumbar. Skillnaden i konversionsfaktor är mycket liten men något högre vid hög densitet medan k_{eff} är något högre vid låg densitet. Kylmedlet i trycktuberna utgör endast en liten del av det modererande material som finns i härden och ändringar i kylmedlets temperatur och densitet har liten betydelse.

3.3.3 Moderatortemperatur

Moderatorns temperatur i en Candu-reaktor kan varieras indirekt genom att ändra kylmediets flöde. Moderatortemperaturen har varierats till högst 100 °C uppåt från normaltemperaturen 56 °C. Temperaturer så högt över normaltemperaturen är inte rimliga då de ligger över kokpunkten vid de tryck som råder i moderatorn. Andel plutonium-239, konversionsfaktor och k_{eff} minskar vid ökad temperatur men skillnaden är mycket liten.

	56 °C	156 °C
g Pu/ton bränsle	794	790
Andel Pu-239	94,18 %	93,41 %
Maximalt k_{eff}	10,911	10,911

Tabell 9: Normal och hög moderatortemperatur i tungvattenreaktor vid 1000 MWd utbränning i bränslet.

3.3.4 Moderatordensitet

Moderatorns densitet är en funktion av tryck och temperatur och genom att ändra dessa kan densiteten varieras. Densiteten hos moderatorn har ökats och minskats med 20 %. Skillnaden i andel plutonium-239 är mycket liten medan konversionen är högre vid låga densiteter och lägre vid höga densiteter. Kriticiteten minskar dessutom märkbart vid låga moderatordensiteter.

Moderatordensitet	Låg	Normal	Hög
g Pu/ton bränsle	831	794	773
Andel Pu-239	94,06 %	94,18 %	94,27 %
Maximalt k_{eff}	1,0794	10,911	11,078

Tabell 10: Låg, normal och hög moderatordensitet i tungvattenreaktor vid 1000 MWd utbränning i bränslet.

3.3.5 Specifik effekt

Den specifika effekten har varierats mellan 50 % och 200 % av normaleffekt. Skillnaden i andel plutonium-239 är försumbar, medan konversionen är högre vid låga specifika effekter och lägre vid hög specifik effekt. Skillnaden mellan låga och höga specifika effekter är mer utpräglad vid mycket låg utbränning.

Specifik effekt	Halv	Normal	Dubbel
g Pu/ton bränsle	818	794	744

Tabell 11: Mängd plutonium per ton bränsle i tungvattenreaktor vid 1000 MWd utbränning i bränslet.

Reaktorns termiska effekt avgör hur mycket plutonium som produceras per tidsenhet men ökad effekt med bibehållen bränslemängd ger ökad specifik effekt, vilket innebär lägre konversionsfaktor. En ökning av den totala effekten med 100 % ger därför endast en ökning på 80-90 % av plutoniumproduktionskapaciteten.

3.3.6 Avstånd mellan bränslepaket

Centrumavståndet mellan bränslepaketerna i härden kan inte varieras i en befintlig reaktor utan bestäms vid reaktorns konstruktion. Skillnaden i andel plutonium-239 då centrumavståndet mellan trycktuberna varieras är mycket liten. Vid små avstånd är konversionsfaktorn högre men kriticiteten minskar beroende på det lägre antalet moderatoratomer mellan två bränslepaket.

3.3.7 Avstånd mellan bränslestavar

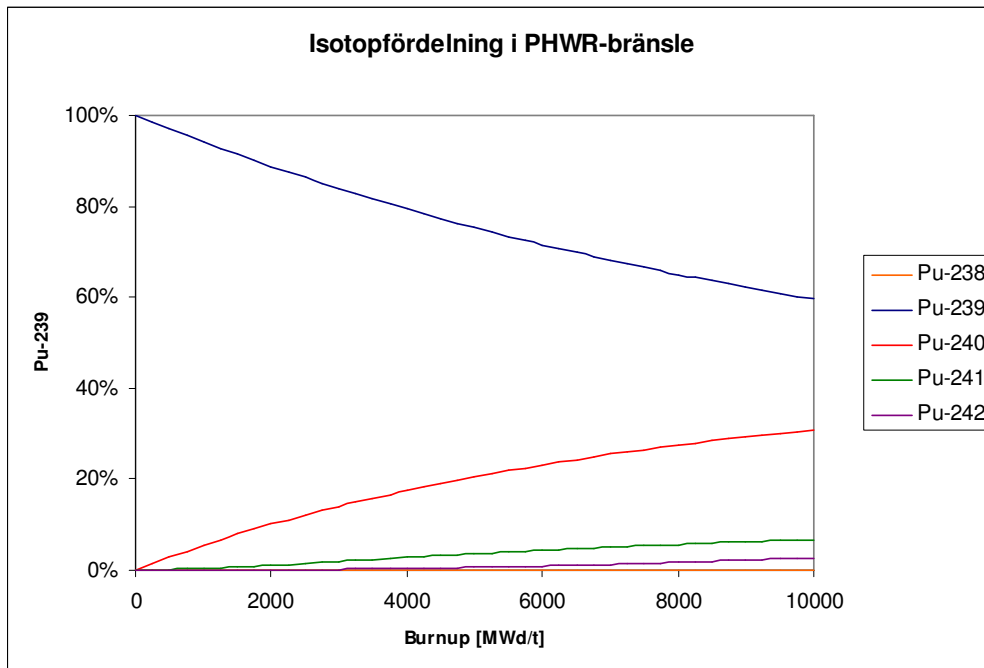
Det centrumavstånd som varierats är inte centrumavståndet mellan bränslestavarna, utan avståndet mellan två intilliggande bränslestavar har varierats genom att ändra diametern på själva bränslestavarna. Skillnaden i andel plutonium-239 är försumbar medan konversionen är lägre vid större avstånd. Korta avstånd mellan bränslestavarna i ett bränsleknippe ger alltså något högre konversionsfaktor.

3.3.8 Anrikning

Anrikningen hos bränslet har varierats från naturligt uran till 2,0 % anrikning. Vid hög anrikning fås högre halt plutonium-239 och reaktorn kan köras längre innan bränslet behöver bytas medan konversionsfaktorn är betydligt lägre.

3.3.9 Utbränning

Utbränningsberäkningar har gjorts på upp till 10 000 MWd/ton. Högst konversion uppnås vid 800-850 MWd/ton. Andelen plutonium-239 sjunker under 93 % vid 1194 MWd/ton vilket motsvarar en bestrålningstid på 56 dygn. Isotopfördelningen i PHWR-bränsle som funktion av utbränning kan ses i figur 7.



Figur 7: Isotopfördelning hos PHWR-bränsle som funktion av utbränning.

3.3.10 Bränslekonfiguration

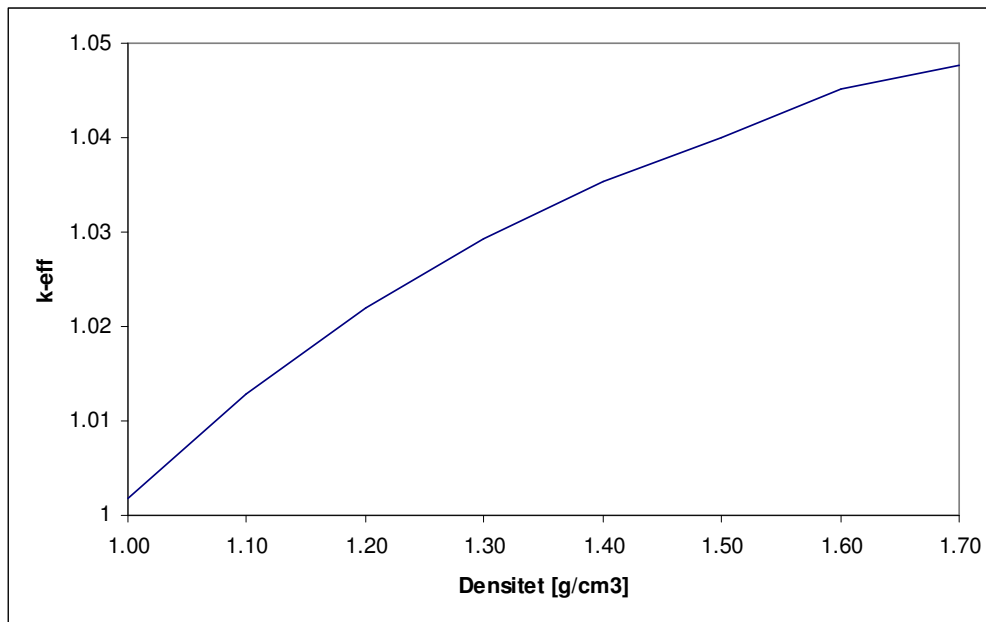
CANDU-konceptet omfattar en mängd olika reaktormodeller med skillnader främst avseende bränsleelementens utformning. Beräkningar har gjorts på bl. a flera bränslekonfigurationer. Parametervariationerna ger liknande resultat som för Candu-37.

3.4 GCR

Reaktormodellen är baserad på den brittiska Magnox-reaktorn i Calder Hall. Reaktorn är en gaskyld, grafitmodererad reaktor och konstruktionen är väl känd och använd i flera liknande anläggningar. Data har studerats för utbränningsgrader upp till 4 500 MWd/ton, vilket motsvarar ungefär den utbränning som används vid kommersiell drift i Magnox-reaktorer. Reaktorspecifikation finns i Appendix A [11, 15].

3.4.1 Moderatordensitet

Grafitmoderatorns densitet har varierats i intervallet 1,00-1,70 g/cm³. Skillnaden i andel plutonium-239 är mycket liten men något högre vid hög densitet. Konversionen är signifikant högre vid låga moderatordensiteter men vid tillräckligt låg densitet blir reaktorn underkritisk. Moderatorns densitet och avståndet mellan bränslekanalerna samverkar och låg moderatordensitet kan kompenseras med ändrat avstånd mellan bränslekanalerna för att bibehålla kriticitet i reaktorn. I standardutförande är moderatordensiteten 1,60 g/cm³ och kanalavståndet 20,3 cm. Den maximala effektiva multiplikationsfaktorn för olika moderatordensiteter presenteras i figur 8.



Figur 8: Maximalt k_{eff} vid olika moderatordensiteter.

3.4.2 Moderatortemperatur

Vid normal drift är moderatorns medeltemperatur 247 °C. Temperaturen har varierats inom intervallet 47-447 °C. Vid låga temperaturer är andelen plutonium-239 högre. Skillnaden i konversion är mycket liten vid låga utbränningsgrader (200-500 MWd/ton) men för högre utbränningsgrader är konversionsfaktorn lägre vid höga temperaturer. Halten plutonium-239 är också lägre vid höga temperaturer. Vid de utbränningsgrader som är relevanta för plutoniumproduktion gäller:

Temperatur	47 °C	147 °C	247 °C	347 °C	447 °C
Konversionsfaktor	0,83	0,83	0,82	0,81	0,79
Halt Pu-239	93,9 %	93,2 %	92,2 %	91,1 %	89,9 %

Tabell 12: Konversionsfaktor och halt plutonium-239 vid olika moderatortemperaturer för bränsle med 1000 MWd/ton utbränning.

3.4.3 Kylmedelsdensitet

Kylmedlet i en GCR utgörs av koldioxid och densiteten har ökat upp till 100 %. Skillnad i både andel plutonium-239 och konversionsfaktor försumbara vilket inte är förvånande med tanke på den låga massan hos kylmedlet.

3.4.4 Kylmedelstemperatur

Vid normal drift är kylmedlets temperatur 140 °C vid inlet och 336 °C vid outlet. Kylmedelstemperaturen har varierats från 100-500 °C. Skillnad i både andel plutonium-239 och konversionsfaktor försumbara.

3.4.5 Kylkanalradie

Radien hos kylkanalen som omger bränslet har varierats. Vid större radier, dvs. bredare kylkanal, ökar konversionsfaktorn något men kriticiteten i reaktorn minskar. Andelen plutonium-239 är praktiskt taget oförändrad. Effekten påminner om minskad

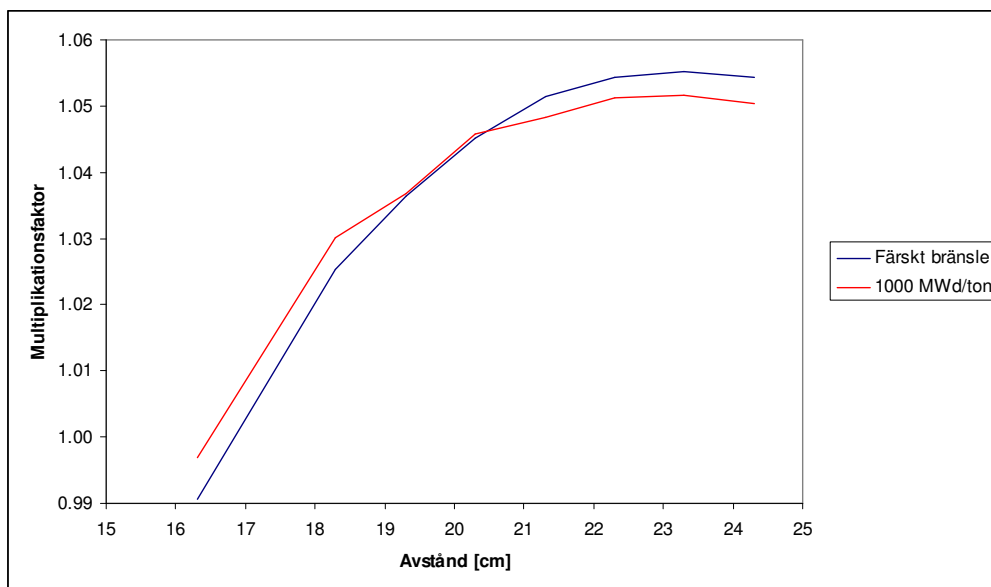
moderator densitet vilket är rimligt eftersom både kylkanalens radie och moderatorns densitet beskriver hur mycket moderator som befinner sig mellan två bränslestavar.

3.4.6 Specifik effekt

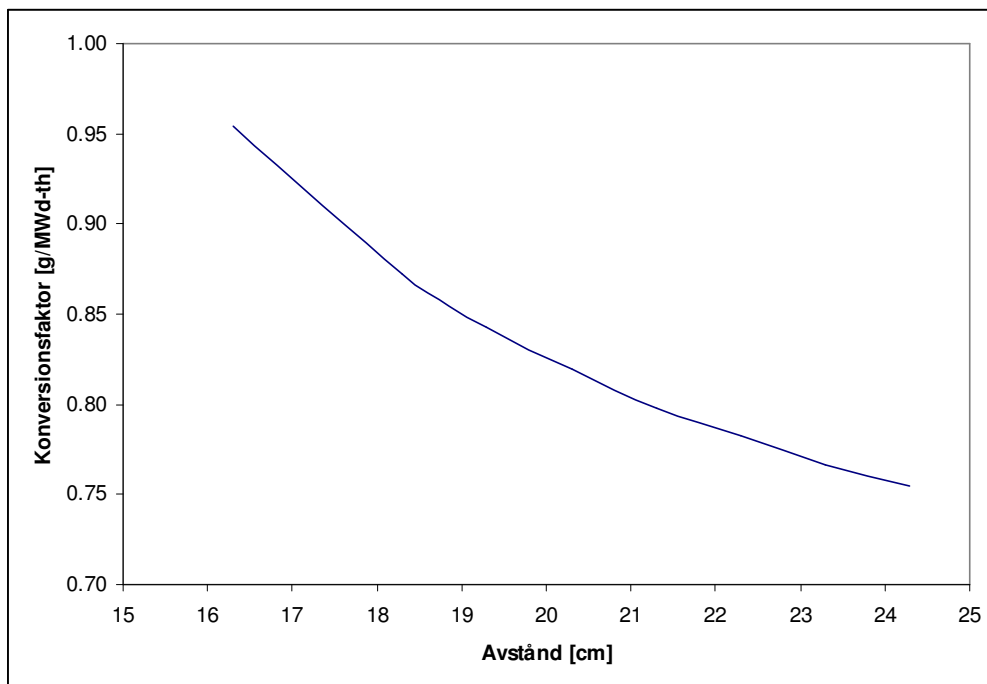
Den specifika effekten har varierats mellan 50 % och 200 % av normaleffekt. Skillnaden i andel plutonium-239 är försumbar. Konversionsfaktorn är marginellt högre vid låg specifik effekt.

3.4.7 Avstånd mellan bränslekanaler

I standardutförande är centrumavståndet mellan bränslestavarna 20,3 cm. Centrumavståndet mellan bränslestavarna har varierats mellan 16,30 cm och 24,30 cm. Skillnaden i andel plutonium-239 är mycket liten. Andelen är något högre vid stora avstånd och lägre vid små avstånd. Konversionen är högre vid litet centrumavstånd. Vid små avstånd är multiplikationsfaktorn låg och reaktorn underkritisk. Vid ökade avstånd når multiplikationsfaktorn ett maximum för att sedan avta. Multiplikationsfaktorn och konversionsfaktorn som funktion av centrumavstånd mellan bränslekanalerna kan ses i figur 9 respektive figur 10.



Figur 9: Multiplikationsfaktor som funktion av centrumavstånd mellan bränslekanaler för färskt bränsle och bränsle vid 1000 MWd/ton utbränning.



Figur 10: Konversionsfaktor som funktion av centrumavstånd mellan bränslekanaler vid 1000 MWd/ton utbränning.

3.4.8 Anrikning

Normalt används naturligt uran. Anrikningen är varierad från 0,72 % till 2,0 % U-235. Med högre anrikningsgrad blir andelen plutonium-239 högre men konversionsfaktorn är mycket lägre. Med högre anrikning kan man alltså använda sig av högre utbränningsgrader innan halten plutonium-239 når gränsvärdet 93 %.

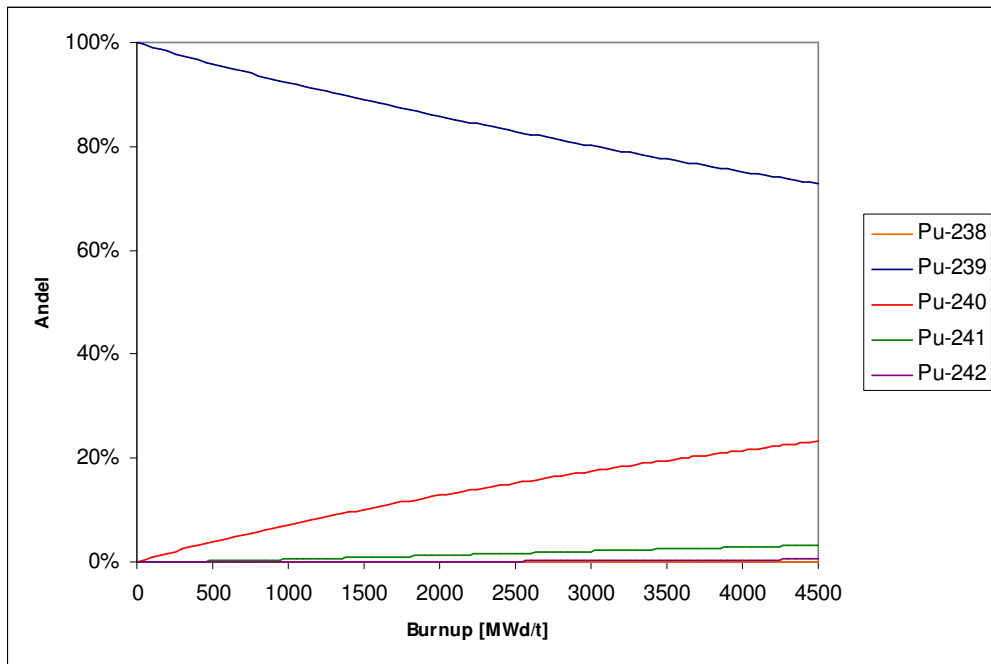
	Nat.	1 %	1,5 %	2 %
Burnup då Pu-239 når 93 % [MWd/ton]	850	1150	1600	2000
Konversionsfaktor [g/MWd]	0,84	0,66	0,5	0,42
Produktionskapacitet [kg Pu/år]*	54	39	30	25
Bränsleåtgång [ton U/år]*	75	56	40	32

* För reaktor med 127 ton bränsle i härden.

Tabell 13: Plutoniumproduktion med bränsle med olika anrikning i GCR.

3.4.9 Utbränning

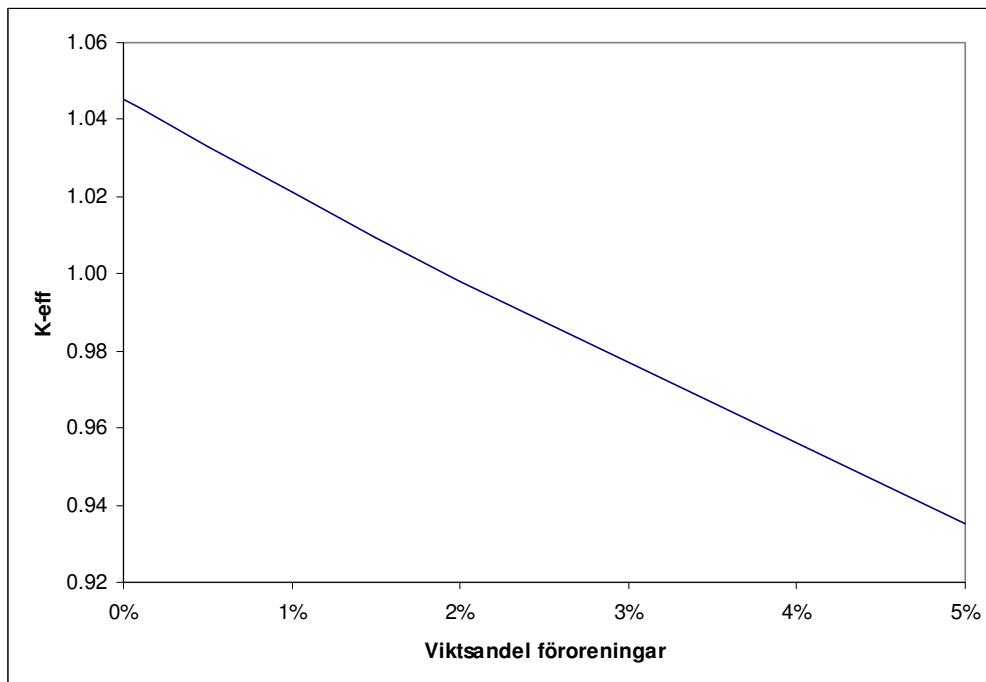
Högst konversionsfaktor, 0,90-0,95 g/ per MWd, uppnås vid 150-200 MWd/ton utbränning. Andelen plutonium-239 sjunker under 93 % omkring 850-900 MWd/ton. Vid kommersiell drift för elproduktion med utbränningsgraden 4500 MWd/ton är halten plutonium-239 ca 73 % och konversionsfaktorn 0,58. Plutoniumisotopfördelningen som funktion av utbränning presenteras i figur 11.



Figur 11: Isotopfördelning hos GCR-bränsle som funktion av utbränning.

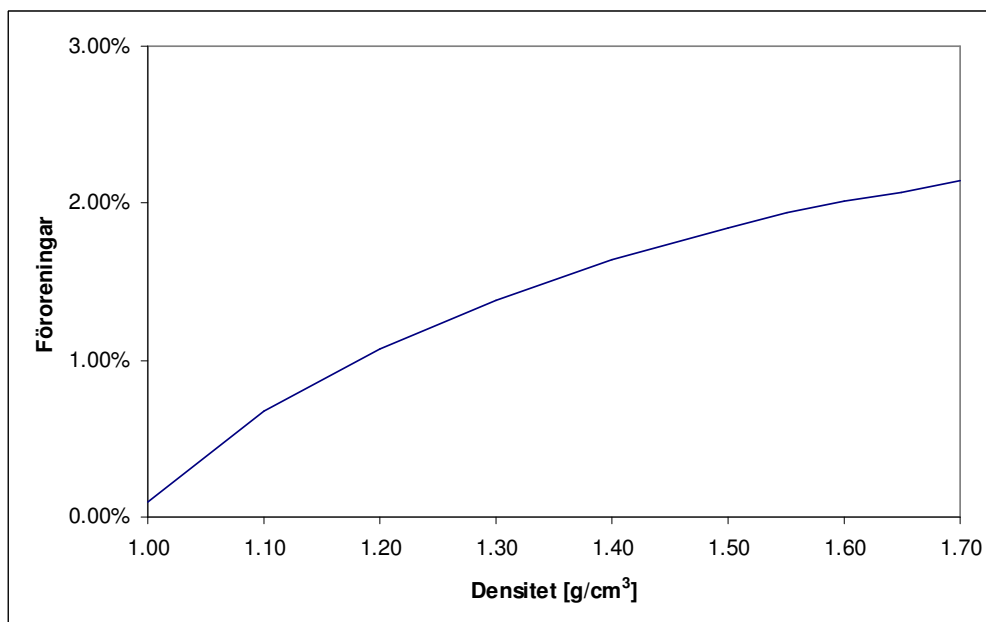
3.4.10 Föroreningar

Den grafit som används som moderatormaterial i grafitmodererade reaktorer innehåller föroreningar. Dessa föroreningar kan bestå av bl. a kalcium, svavel, kisel, järn och olika typer av aska. Närvaro av föroreningar har mycket liten effekt på mängden plutonium som produceras men minskar kriticiteten i reaktorn. Kriticiteten avtar lineärt med andelen föroreningar i bränsle, vilket visas i figur 12. En reaktor med färskt bränsle och 99,9 % renhet i grafiten som vid maximal kriticitet har ett effektivt k-värde på ca 1,04 blir underkritisk om renheten minskas till 98,0-98,5 %. Det effektiva k-värdet varierar dessutom med bränslets utbränning. För grafit med mer än 1,5 % föroreningar blir reaktorn underkritisk redan under den låga utbränning som används för att producera vapenplutonium.



Figur 12: Moderator bestående av grafit med densitet 1,60 g/cm³. K_{eff} avtar lineärt med ökad andel föroreningar i moderatorn.

Moderatorns densitet och renhet är två faktorer med stor betydelse för reaktorns kriticitet. Figur 13 visar förhållandet mellan moderatorns densitet och andelen föroreningar då multiplikationsfaktorn är precis 1.



Figur 13: Förhållande mellan moderatordensitet och andel föroreningar vid $k_{\text{eff}} = 1$.

3.5 Geometriska variationer

De modeller som använts för parameterstudien är gjorda i två dimensioner vilket innebär att variationer i axiell riktning inte kan göras. Vissa parametrar varierar beroende på position i

reaktorn och då har medelvärden använts. Beräkningar har gjorts där reaktorerna delats upp i segment och beräkningar på varje segment utförts med de parametrar som råder där, t ex temperatur hos kylmedel vid inlopp och utlopp. Medelvärdet hos resultatet av dessa beräkningar har jämförts med beräkningar gjorda på reaktorn som en enhet med medelvärdet hos den parameter som varierar geometriskt. Skillnaden mellan de olika beräkningarna varierar mycket lite och de beräkningar som gjorts med medelvärden kan antas som goda approximationer.

3.6 Synergieffekter

De undersökta parametrarna har huvudsakligen varierats individuellt. Vissa parametrar har varierats parvis och i de flesta fall har inga synergieffekter observerats, dvs. skillnaden är densamma när två parametrar varierar samtidigt som summan av skillnaden då de varierar separat. Undantag finns då synergieffekter observerats. T ex kriticitet och produktionskapacitet då moderatordensitet och avstånd mellan bränslekanaler varierats i grafitmodererade reaktorer.

3.7 Specifika reaktorer

Ett antal specifika reaktorer har modellerats för att bedöma plutoniumproduktionskapaciteten. Beräkningarna är baserade på normal reaktordrift för respektive anläggning, med bränslebyte då andelen plutonium-239 når 93 %. För lättvattenreaktorer är reaktorstopp på fyra veckor vid bränslebyte medräknat.

	Termisk effekt [MW]	Producerat plutonium [kg/år]	Bränsle- åtgång [ton uran/år]	Bestrål- ningstid [dygn]
Ringhals-4 (PWR)	2400	375	239	83
Oskarshamn-1 (BWR)	1246	192	161	154
Pickering GS (PHWR)	1742	500	607	56
Douglas Point NPS (PHWR)	693	251	358	42
Calder Hall A1 (GCR)	175	54	75	616
Windscale (AGR)	100	16	17	243
Ignalina 1 (LWGR)	4800	899	1001	61
APS Obninsk (LWGR)	30	5,3	3,5	57

Tabell 14: Maximal teoretisk produktionskapacitet av plutonium-239 i några kända reaktorer.

Utöver kända reaktorer har ett par reaktorer vars egenskaper inte är helt kända modellerats. Eftersom data är osäkra har beräkningar gjorts där osäkra parametrar varierats inom rimliga intervall för att beräkna maximal produktionskapacitet hos dessa reaktorer.

Dhruva är en indisk tungvattenmodererad reaktor med metalliskt uranbränsle. Anläggningen uppfördes under 1980-talet för forskning och radioisotopproduktion. Stor del av de data som krävs för att göra en noggrann beräkning av plutoniumproduktionskapaciteten finns tillgänglig, inklusive ritningar av härd och bränsleelement. Yongbyon är en nordkoreansk grafitmodererad gaskyld reaktor började uppföras under sent 1970-tal och togs i drift 1987. Reaktorn hölls periodvis kritisk till 2007 då den permanent togs ur drift. 2008 demolerades delar av anläggningen. Fullständiga data för reaktorn är inte tillgängliga men goda uppskattningar kan göras på grundval av att anläggningen anses ha likheter med kända reaktorer. IR-40 är en planerad tungvattenmodererad reaktor vid Arak i centrala Iran. Data för anläggningen är mycket bristfälliga och beräkningar måste göras på uppskattningar och gissningar. Anläggningen är ännu inte konstruerad och beräkningarna är baserade på

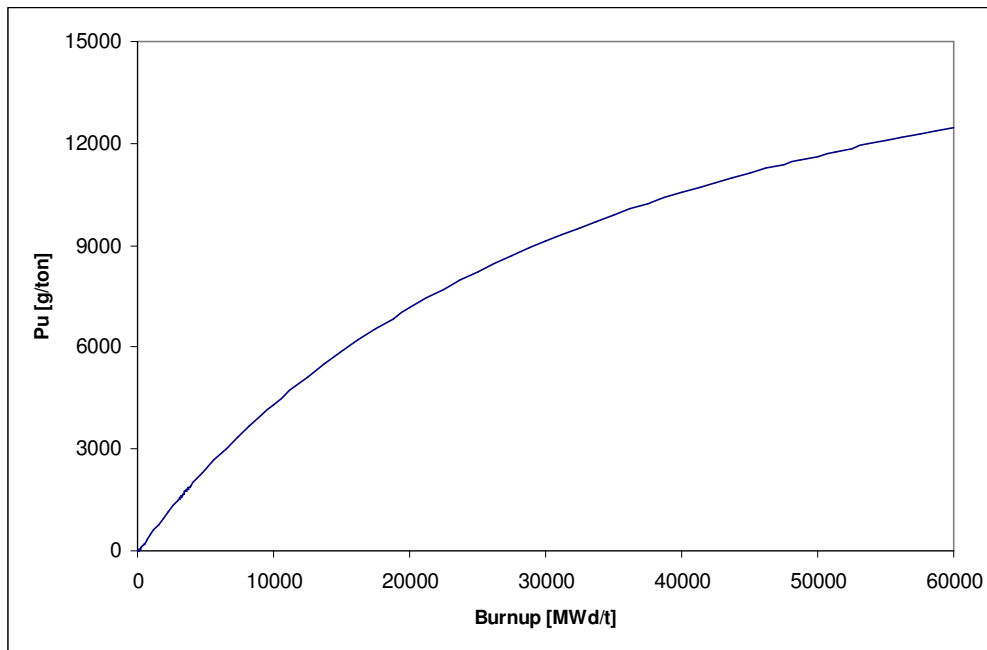
information som kan uttydas ur de data som publicerats samt på rimliga uppskattningar. Dessa tre reaktorer representerar fall där beräkningar gjorts baserat på god tillgång till information i fallet Dhruva, bristfällig information i fallet Yongbyon och nästan obefintlig tillgång till detaljerad information i fallet IR-40.

	Dhruva	Yongbyon	IR-40
Typ	PHWR	GCR	PHWR
Termisk effekt [MW]	100	25	40
Konversionsfaktor [g/MWd-th]	0,83	0,84	0,78
Produktionskapacitet [kg Pu/år]	30	7,6	11,3
Bränsleåtgång [kg U/kg Pu]	1076	1368	1142
Bränsleåtgång [ton U/år]	32	10	13

Tabell 15: Maximal teoretisk produktionskapacitet av plutonium-239 i några reaktorer.

3.8 Plutoniumproduktion vid normal reaktordrift

Vid produktion av vapenplutonium genomförs bränslebyte då andelen plutonium-239 är 93 %. Detta inträffar vid betydligt lägre utbränning än vid bränslebyte vid normal reaktordrift för elproduktion. Totalmängden plutonium som produceras per tidsenhet är inte högre vid långa bestrålningsstider. Maximal konversionsfaktor nås redan vid lägre utbränning än då andelen plutonium-239 når 93 %.



Figur 14: Mängd plutonium per ton uranbränsle i PWR som funktion av utbränning.

Det plutonium som produceras vid normal reaktordrift är vanligtvis inte intressant vid framställning av kärnvapen på grund av icke önskvärda egenskaper hos de plutoniumisotoper som ackumuleras vid lång utbränning. I mellanlagringsanläggningar runt om i världen finns emellertid stora mängder s.k. reaktorplutonium (eng: reactor-grade plutonium) med låg halt plutonium-239.

PWR	3200	40000	51%
BWR	2400	30000	48%
PHWR	1200	10000	60%
GCR	850	4500	73%
AGR	2100	10000	72%
LWGR	1750	25000	47%

Tabell 14: Utbränning vid plutoniumproduktion, utbränning vid elproduktion samt andel plutonium-239 vid elproduktion i olika reaktortyper.

Mängden uranbränsle som går åt är betydligt högre med de täta bränslebyten som krävs för plutoniumproduktion.

PWR	638	95
BWR	837	133
PHWR	1215	220
GCR	1404	381
AGR	1089	301
LWGR	1113	147

Tabell 15: Mängd uranbränsle som krävs för att producera 1 kg plutonium med 93 % plutonium-239 samt vid elproduktion.

De reaktortyper som främst kan komma ifråga vad gäller användning av reaktorplutonium för framställning av kärnvapen är lättvattenreaktorer eftersom de måste stoppas vid bränslebyte samt att de vid normal drift har mycket långt mellan bränslebyten. Vidare är de flesta elproducerande reaktorer i världen lättvattenreaktorer och följaktligen är huvuddelen av det använda kärnbränslet i världen lättvattenreaktorbränsle. Vanliga utbränningar för tryck- och kokvattenreaktorer har varit 40 000 respektive 30 000 MWd/ton. I moderna lättvattenreaktorer används utbränningar på 40-50 000 MWd/ton.

Burnup [MWd/ton]	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
3166	0,02 %	93,00 %	6,07 %	0,89 %	0,02 %
40000	1,80 %	51,45 %	25,34 %	14,20 %	7,21 %
60000	3,31 %	43,48 %	26,29 %	14,41 %	12,51 %

Tabell 16: Isotopfördelning i PWR-bränsle.

Burnup [MWd/ton]	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
2419	0,02 %	93,00 %	6,24 %	0,72 %	0,02 %
30000	1,42 %	47,62 %	33,29 %	11,17 %	6,50 %
50000	2,81 %	36,94 %	34,51 %	11,49 %	14,25 %

Tabell 17: Isotopfördelning i BWR-bränsle.

3.9 Övriga plutoniumisotoper

I använt kärnbränsle förekommer samtliga plutoniumisotoper från plutonium-236 till plutonium-246. Förekomsten av isotoperna 236, 237 och 243-246 är mycket låg. I bränsle med mycket hög utbränning, där halten av dessa isotoper är högst, utgör de tillsammans ca 50

ppm av allt plutonium, vilket motsvarar ca 0,5 g/ton använt bränsle. Av dessa sex isotoper har plutonium-244 med $8 \cdot 10^7$ år betydligt längre halveringstid än isotoperna 238-242, medan de övriga fem har betydligt kortare halveringstid. Plutonium-243 med en halveringstid på ca 5 h utgör majoriteten av dessa sex isotoper. Plutonium-238, den minst vanliga av isotoperna 238-242, är ca 1000 gånger vanligare än plutonium-243.

	g/kg Pu
Pu-236	$9,60 \cdot 10^{-5}$
Pu-237	$6,02 \cdot 10^{-5}$
Pu-238	$2,58 \cdot 10^1$
Pu-239	$4,68 \cdot 10^2$
Pu-240	$2,62 \cdot 10^2$
Pu-241	$1,45 \cdot 10^2$
Pu-242	$9,96 \cdot 10^1$
Pu-243	$3,10 \cdot 10^{-2}$
Pu-244	$5,53 \cdot 10^{-3}$
Pu-245	$3,18 \cdot 10^{-7}$
Pu-246	$3,48 \cdot 10^{-9}$

Tabell 18: Förekomst av samtliga plutoniumisotoper i PWR-bränsle vid 50 000 MWd/ton.

3.10 Bränsleåtgång

Vid produktion av vapenplutonium kan tiden mellan bränslebyten bestämmas beroende på om mängd plutonium per tidsenhet eller per mängd använt uranbränsle ska optimeras. Mängden producerat plutonium per ton uranbränsle ökar med utbränning. Under förutsättning att 93 % utgör den undre gränsen för vilken halt av Pu-239 som är acceptabel ger bränslebyte vid denna halt bäst bränsleekonomi. Tätare bränslebyten kan göras för att producera mer plutonium per tidsenhet men bränsleåtgången blir betydligt högre. T ex i en tryckvattenreaktor kan bränsle bytas vid 95,1 % Pu-239 istället för 93 % för att producera 1 % mer plutonium per år med 39 % högre bränsleåtgång. I de studerade reaktorerna är den ökade bränsleåtgången betydligt högre än den ökade mängden producerat plutonium vilket gör att det förefaller olämpligt att göra tätare bränslebyten om inte högra andel plutonium-239 än 93 % eftersträvas.

	Skillnad i mängd producerat plutonium per år	Skillnad i bränsleåtgång	Halt Pu-239
PWR	1%	39%	95,1 %
BWR	4%	131%	97,0 %
PHWR	2%	44%	95,3 %
GCR	10%	414%	98,7 %
AGR	4%	143%	97,1 %
LWGR	0,6 %	27%	94,8 %

Tabell 19: Mängd producerat plutonium och bränsleåtgång vid drift optimerad med avseende på mängd plutonium per tidsenhet jämfört med drift optimerad med avseende på bränsleåtgång.

4 Diskussion

4.1 Temperatur

I samtliga reaktortyper ger låga temperaturer i moderatormaterialet högre andel plutonium-239 än höga temperaturer. Sänks moderatortemperaturen minskar medelenergin hos termaliserade neutroner. Låg neutronenergi ger ökat neutronvärsnitt för både absorption och fission hos plutonium-239. Fissionsvärsnittet ökar emellertid mer än absorptionsvärsnittet. Vid de moderatortemperaturer som undersökts, 320-770 K, gäller att vid de högsta temperaturerna är fissionsvärsnittet ca dubbelt så stort som absorptionsvärsnittet, medan det vid de lägsta temperaturerna är ca tre gånger så stort. Följaktligen fås en mindre andel absorptionsprodukter vid låga temperaturer.

Vid låga moderatortemperaturer bildas dessutom större totalmängd plutonium. Den dominerande produktionstermen för plutonium är via neutronabsorption av uran-238 medan den dominerande konsumtionstermen är fission av plutonium-239. Både absorptionsvärsnittet för uran-238 och fissionsvärsnittet för plutonium-239 ökar vid minskade temperaturer. Förhållandet mellan absorption och fission ökar något vid låga temperaturer, dvs. förhållandet mellan bildat och fissionerat plutonium ökar. Plutonium ackumuleras snabbare i reaktorbränsle vid låga temperaturer. Skillnaden är mycket liten i temperaturintervallet 320-770 K. Vid betydligt högre temperaturer än 770 K är däremot nettoproduktionshastigheten av plutonium betydligt lägre.

Vid produktion av plutonium för vapenändamål bör moderatortemperaturen hållas låg. Lägre temperatur än normaltemperatur ger marginellt bättre resultat medan högre temperatur ger avsevärt sämre resultat både vad avser mängd och kvalitet.

4.2 Densitet

Oberoende av moderatormaterial gäller att ökad moderatordensitet ger högre andel plutonium-239 och mindre total mängd producerat plutonium vid en viss utbränning. Skillnaden i andel plutonium-239 är mycket liten medan skillnaden i mängd producerat plutonium är betydande. Detta kan möjligen bero på att färre moderatoratomer ger mindre moderering av neutroner och därmed fås ett energispektrum som till större del överlappar resonansområdet hos uran-238.

Den viktigaste effekten vid ändrad densitet är emellertid att kriticiteten minskar vid minskad moderatordensitet. Moderatorernas densitet är inte en parameter som bör varieras för att öka kvalitet eller kapacitet vid produktion av vapenplutonium utan densiteten bör hållas hög främst för att upprätthålla kriticitet i reaktorn.

4.3 Anrikning

För både lättvattenreaktorer, som använder anrikat uranbränsle, och tungvatten- och grafitreaktorer, som vanligtvis använder naturligt uranbränsle, gäller att ökad anrikning hos bränslet ger högre andel plutonium-239 och mindre mängd producerat plutonium vid en viss utbränningsgrad. Plutonium bildas genom neutronabsorption hos uran-238. Uran-235 bidrar inte till bildningen av plutonium-239 utan används för att hålla reaktorn kritisk. Däremot ökar andelen plutonium-238 vid högre anrikning då denna isotop bildas vid neutronabsorption hos uran-235.

Den höga halten plutonium-239 vid hög anrikning gör att bränslet kan bestrålas längre innan bränslebyte, vilket kan vara gynnsamt vid plutoniumproduktion i reaktorer som inte medger bränslebyte under drift. En vapenplutoniumproducent kan emellertid förväntas eftersträva att undvika att använda högre anrikat uran som reaktorbränsle, dels för att anrikningsprocessen i

sig i många avseenden är problematisk, dels för att urananrikning kan användas för att framställa uranbaserade kärnladdningar.

Låg anrikning, även utarmat uran, ger hög produktionskapacitet men anrikningen måste vara tillräckligt hög för att hålla reaktorn kritisk. Vid produktion av vapenplutonium är låg anrikningsgrad hos bränslet gynnsamt, dels på grund av den höga produktionskapaciteten, dels på grund av större tillgänglighet än av bränsle med högre anrikningsgrad.

4.4 Specifik effekt

För samtliga studerade reaktortyper ger ökad specifik effekt mindre plutonium per megawattdygn. Andelen plutonium-239 minskar också vid ökad specifik effekt men skillnaden är mycket liten. Plutonium-239 bildas genom att uran-238 absorberar en neutron och bildar uran-239 som i sin tur betasönderfaller med en halveringstid på 23,5 minuter. Uran-239 har ett högt neutronvärsnitt för både absorption och fission och det ökade neutronflödet vid hög specifik effekt medför fler neutronreaktioner under loppet av en halveringstid. Absorption hos uran-239 ger större andel tunga plutoniumisotoper medan fission ger mindre totalmängd plutonium.

Vid ökad specifik effekt ackumuleras dessutom mer xenon-135 i reaktorn. Xenon har ett mycket högt neutroninfångningstvsnitt och fungerar som ett neutrongift och kan vara en bidragande orsak till den minskade produktionshastigheten av plutonium vid hög specifik effekt.

5 Sammanfattning

De parametrar som undersökts påverkar produktionen av plutonium endast i liten utsträckning. Parametrarna kan varieras för att uppnå optimala förhållanden med avseende på plutoniumproduktion men produktionskapaciteten vid optimala förhållanden avviker inte på ett avgörande sätt från produktionskapaciteten vid normal drift. De viktigaste faktorerna vid plutoniumproduktion är:

- Bränslets utbränning
- Termisk effekt hos reaktorn

Andra faktorer som påverkar mängd och kvalitet är:

- Bränslets anrikning
- Specifik effekt i bränslet
- Temperatur hos moderatorn
- Densitet hos moderatorn

Utbränningen i bränslet är den viktigaste parametern vid framställning av vapenplutonium, och den parameter som avviker mest från normal drift. Bränslet måste ha mycket lägre utbränning än vid normal drift för att kunna användas vid framställning av kärnladdningar. Anrikningen i bränslet påverkar produktionskapaciteten och bör hållas så låg som möjligt utan att reaktorn blir underkritisk. Naturligt uran ger hög produktionskapacitet medan anrikat uran ger låg. Reaktorns specifika effekt påverkar också produktionskapaciteten och låg specifik effekt ger hög produktionskapacitet. Produktionskapaciteten är proportionell mot reaktorns termiska effekt *ceteris paribus* och en reaktor med hög effekt producerar mer plutonium per tidsenhet. Temperaturen i moderatorn påverkar både produktionskapaciteten och kvaliteten på plutoniumet. Låg temperatur i reaktorn ger både högre produktionskapacitet och bättre kvalitet. Moderatorns densitet påverkar inte i första hand produktionskapaciteten eller kvaliteten utan bör hållas hög för att upprätthålla kriticitet.

5.1 Fördelar och nackdelar med olika reaktortyper ur plutoniumproduktionssynpunkt

5.1.1 PWR och BWR

Fördelar: Lättvattenreaktorer har något högre halt plutonium-239 än de andra reaktortyperna vid samma mängd producerat plutonium.

Nackdelar: Lättvattenreaktorer har låg konversionsfaktor vilket innebär liten mängd plutonium per megawattdygn jämfört med andra reaktortyper. De kräver anrikat bränsle, har stora bränsleelement, och kräver långa reaktorstopp vid bränslebyte. Hög specifik effekt gör att mycket täta bränslebyten måste göras vid produktion av vapenplutonium. Långa bestrålningstider och hög utbränning vid normal drift gör att drift vid plutoniumproduktion avviker kraftigt från drift vid elproduktion.

5.1.2 PHWR

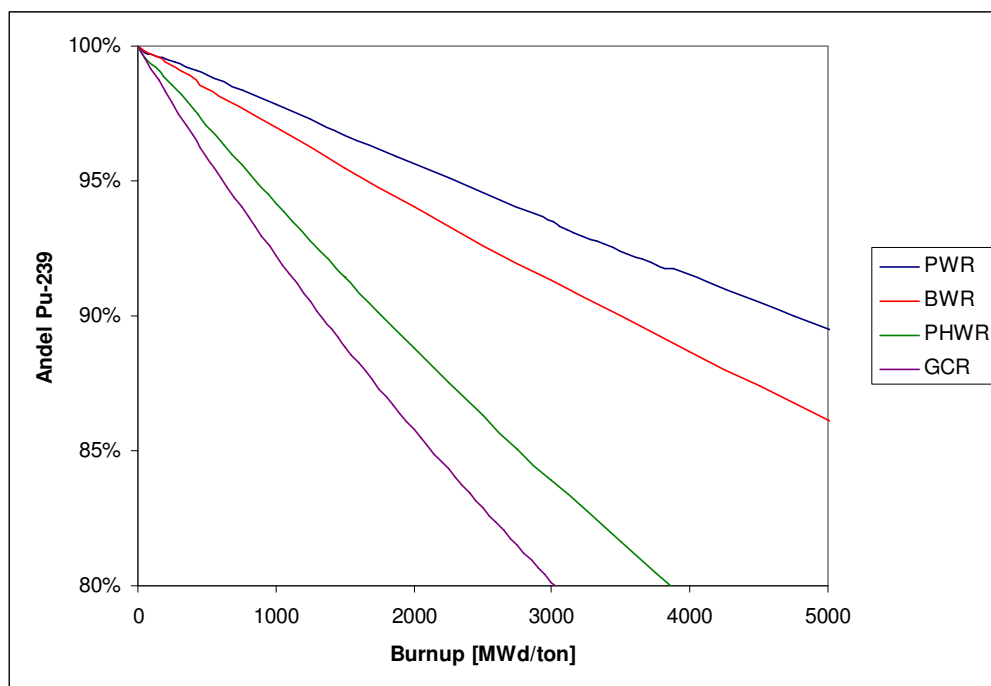
Fördelar: Tungvattenreaktorer har högre konversionsfaktor än lättvattenreaktorer. De kräver inte anrikat bränsle. Bränslebyte kan vanligtvis göras under drift och bränslet har låg utbränning även vid normal drift för elproduktion. Bränsleelementen är små jämfört med lättvattenreaktorer.

Nackdelar: Kräver tungt vatten.

5.1.3 GCR

Fördelar: Gaskylda grafitmodererade reaktorer har hög konversionsfaktor vilket gör att reaktorer med låg effekt kan producera relativt stora mängder plutonium. Reaktortypen har små bränsleelement och bränslebyte kan göras under drift, vilket är gynnsamt vid plutoniumproduktion. Varken anrikat bränsle eller tungt vatten krävs. Låg utbränning av bränsle även vid normal reaktordrift gör att skillnaden i bestrålningsstid vid plutoniumproduktion inte är lika stor som för andra reaktortyper.

Nackdelar: Låg specifik effekt gör att det krävs lång tid innan ett enskilt element innehåller tillräckligt stor mängd plutonium och att produktionskapaciteten per anläggning är förhållandevis låg. Härden är stor i jämförelse med lätt- och tungvattenreaktorer. Reaktortypen är omodern och inte effektiv för elproduktion.



Figur 15: Andel plutonium-239 som funktion av bränslets utbränning för fyra olika reaktortyper.

5.1.4 AGR

Fördelar: Bränsleelementen hos en AGR är små och kan bytas under drift. Reaktortypen behöver inte tungt vatten utan använder grafit som moderator.

Nackdelar: Mycket höga temperaturer i härden ger lägre andel plutonium-239 och lägre konversionsfaktor än GCR-reaktorer. Stor härd jämfört med lätt- och tungvattenmodererade reaktorer. Kräver vanligtvis anrikat bränsle.

5.1.5 LWGR

Fördelar: Reaktortypen kräver inte tungt vatten utan kyls av vanligt vatten och modereras av grafit. Huvuddelen av de LWGR som konstruerats är ryska RBMK-reaktorer och bränslebyte kan i dessa reaktorer göras under drift. Den höga termiska effekten i de flesta reaktorer av RBMK-typ ger hög nettoproduktion av plutonium.

Nackdelar: Härden är mycket stor jämfört med lätt- och tungvattenmodererade reaktorer. Reaktortypen är allmänt betraktad som omodern för elproduktion och endast ett fåtal reaktorer i det tidigare Sovjetunionen förekommer.

6 Slutsatser

För samtliga studerade reaktortyper gäller vid standardutförande att täta bränslebyten, dvs låg utbränningsgrad, ger större mängd plutonium per tidsenhet, samt högre andel plutonium-239, medan åtgången av uranbränsle är mycket högre jämfört med längre tid mellan bränslebytena. Vissa variationer i parametrar ger större plutoniumproduktionskapacitet men ingen av de undersökta parametrarna ger värden som avviker mer än några procent från reaktorns standardutförande och normala driftsbetingelser. En reaktor kan konfigureras för optimal produktionskapacitet men kapaciteten kan inte ökas med mer än några procent.

Den parameter som vid plutoniumproduktion avviker mest från normal reaktordrift är utbränningsgraden. Täta bränslebyten måste göras för att få plutonium av vapenkvalitet. Vad gäller andra faktorer än utbränning kan en reaktor optimeras för produktion av plutonium men skillnaderna i kapacitet och kvalitet jämfört med en elproducerande reaktor är mycket små. Avgörande för val av plutoniumproduktionsanläggning bör istället vara faktorer som tillgång på bränsle, material, teknologi, samt tid.

Bränslebyte kan göras för att optimera mängden plutonium som produceras per tidsenhet. Bränsleåtgången blir emellertid betydligt högre medan plutoniumproduktionen endast ökar marginellt. Bäst bränsleekonomi fås vid hög utbränning men om vapenplutonium eftersträvas måste bränslebyte göras innan andelen plutonium-239 sjunker under 93 %. Med hänsyn taget till mängd producerat plutonium per ton använt bränsle, mängd producerat plutonium per tidsenhet, och plutoniumets kvalitet är bränslebyte vid den utbränning som ger precis 93 % plutonium-239 mest gynnsam.

Lättvattenreaktorer har i vissa sammanhang ansetts vara underlägsna tungvattenreaktorer för produktion av vapenplutonium. Det är emellertid inte härdens egenskaper som eventuellt gör lättvattenreaktorer mindre lämpliga för plutoniumproduktion. För att driva en lättvattenreaktor krävs först och främst anrikat uranbränsle. Bränslebyten måste äga rum ofta och de långa stoppen är lättare att övervaka än reaktorer med on-load refueling. Dessutom är bränsleelementen avsevärt större än hos tungvattenreaktorer; ca 4 m jämfört med ca 0,5 m. Tungvattenreaktors enda betydande nackdel gentemot lättvattenreaktor är att det behövs åtskilliga ton tungt vatten. På grund av storleken och den höga effekten hos lättvattenreaktorer producerar dessa stora mängder plutonium och en vapentillverkare som är intresserad av plutonium med låg halt av plutonium-239 kan använda lättvattenreaktorer för detta ändamål. Att reaktorstopp krävs vid bränslebyte är därmed inte en avgörande nackdel.

Grafitreaktorer kräver varken anrikat bränsle eller tungt vatten. Jämfört med tung- och lättvattenreaktorer har grafitreaktorer generellt lägre termisk effekt och därmed lägre kapacitet. Dessutom är härden hos en grafitreaktor betydligt större än hos tung- och lättvattenreaktorer. De grafitreaktorer som är lämpliga för produktion av vapenplutonium är de äldre generationer som opererar vid låga temperaturer. Nyare generationer av grafitreaktorer har betydligt högre verkningsgrad vid elproduktion men är olämpliga för plutoniumproduktion. Konstruktion av äldre typer av grafitreaktorer kan därför möjligen vara svår att motivera ur elproduktionssynpunkt.

7 Referenser

- [1] Kärnvapen i världen 2004, FOI-R--135--SE, A. Axelsson, et. al, Totalförsvarets Forskningsinstitut, 2004
- [2] The Physical Principles of Thermonuclear Explosives, Inertial Confinement Fusion, and the Quest of Fourth Generation Nuclear Weapons, A. Gsponer, J. P. Hurni, ISRI, 1997
- [3] Urankonvertering, SKI Rapport 2006:08, L. Oliver, J. Peterson, K. Wilhelmsen, 2006
- [4] Urananrikning med laser och plasmaseparation, SKI Rapport 2007:35, L. Oliver, J. Peterson, K. Wilhelmsen, 2007
- [5] Urananrikning med gascentrifugering, SKI Rapport 2005:44, L. Oliver, J. Peterson, K. Wilhelmsen, 2005
- [6] Isotope Separation, S. Villiani, American Nuclear Society, 1976
- [7] Nuclear Power Reactors in the World 2008, IAEA, 2008
- [8] Plutonium and Highly Enriched Uranium 1996, World Inventories, Capabilities and Policies, D. Albright, F. Berkhout, W. Walker, SIPRI, 1997
- [9] Nuclear Energy – Principles, Practices, and Prospects, D. Bodansky, Springer-Verlag New York Inc, 1996
- [10] Ignalina RBMK-1500 A Source Book, K. Almenas, A. Kaliatka. E. Ušpuras, Ignalina Safety Analysis Group, Lithuanian Energy Insitute, 1993
- [11] Nuclear Reactor Physics, W. M. Stacey, John Wiley & Sons, 2001
- [12] www.vattenfall.se
- [13] Directory of Nuclear Reactors Vol. VII Power Reactors, IAEA, 1968
- [14] Directory of Nuclear Reactors Vol. IV Power Reactors, IAEA, 1962
- [15] Directory of Nuclear Reactors Vol. I Power Reactors, IAEA, 1959

8 Bilaga 1: Reaktorspecifikationer

8.1 Calder Hall

Mått

Bränslestavsdiameter	2,92 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,15 cm
Kylkanaldiameter	9,20-10,00 cm beroende på position i härden
Kontrollkanaldiameter	8,25 cm
Centrumavstånd mellan bränslekanaler	20,30 cm

Material

Bränsle	Naturligt uran i metallisk form
Bränsleinkapsling	Magnox (98,95 % Mg, 1,00 % Al, 0,05 % Zr)
Kylmedel	Koldioxid
Kanalväggsinkapsling	Magnox
Moderator	Grafit

Densitet

Bränsle	19,05 g/cm ³
Inkapslingsmaterial	1,75 g/cm ³
Kylmedel	0,0070 g/cm ³
Moderator	1,60 g/cm ³

Temperatur

Bränsle	681 K
Bränsleinkapslings	511 K
Kylmedels	511 K
Moderator	520 K

Effekt

Specifik effekt	1,38 kW/kg
Termisk effekt	175 MW
Elektrisk effekt	42 MW
Bränslemängd	127 000 kg

8.2 Ringhals-4

Mått

Bränslestavsdiameter	0,84 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,06 cm
Kontrollkanal, innerdiameter	1,14 cm
Kontrollkanal, ytterdiameter	1,22 cm
Centrumavstånd mellan bränslestavar	1,26 cm

Centrumavstånd mellan bränslepaket	21,42 cm
Bränslestavar per bränslepaket	264 st
Material	
Bränslesammansättning	Urandioxid anrikat till 3,20 %
Bränsleinkapslingsmaterial	Zircalloy-IV (98,23 % Zr, 1,45 % Sn, 0,21 % Fe, 0,10 % Cr, 0,01 % Hf)
Kylmedel	Vatten
Densitet	
Bränsle	9,87 g/cm ³
Inkapsling	6,52 g/cm ³
Kylmedel	0,733 g/cm ³
Moderator	0,733 g/cm ³
Temperatur	
Bränsle	811 K
Bränsleinkapsling	620 K
Moderator	570 K
Tryck	
Moderator	155 bar
Effekt	
Specifik effekt	33,80 kW/kg UO ₂
Termisk effekt	2775 MW
Elektrisk effekt	935 MW
Bränslemängd	82,1 ton UO ₂

8.3 Oskarshamn-1

Mått

Bränslestavsdiameter	1,05 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,08 cm
Bränslepaket, inkapslingstjocklek	0,30 cm
Bränslepaket, insida	13,04 cm
Centrumavstånd mellan bränslestavar	1,63 cm
Centrumavstånd mellan bränslepaket	30,46 cm
Bränslestavar per bränslepaket	63 st

Material

Bränsle	Urandioxid anrikat till 2,20 %
Bränsleinkapsling	Zircalloy-IV (98,23 % Zr, 1,45 % Sn, 0,21 % Fe, 0,10 % Cr, 0,01 % Hf)
Kylmedel	Vatten
Bränslepaketsinkapsling	Zircalloy-IV

Densitet

Bränsle	9,87 g/cm ³
Inkapslingsmaterial	6,52 g/cm ³
Kylmedel	0,50 g/cm ³
Moderator	0,75 g/cm ³

Tryck

Moderator	70 bar
-----------	--------

Temperatur

Bränsle	840 K
Bränsleinkapsling	62 K
Kylmedel	558 K
Moderator	552 K

Effekt

Specifik effekt	13,7 kW/kg UO ₂
Termisk effekt	1246 MW
Elektrisk effekt	420 MW

8.4 Candu-37**Mått**

Bränslestavsdiameter	1,22 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,0450 cm
Trycktub, innerdiameter	10,34 cm
Trycktub, ytterdiameter	11,21 cm
Calandriatub, innerdiameter	12,90 cm
Calandriatub, ytterdiameter	13,18 cm
Centrumavstånd mellan trycktuber	28,58 cm
Antal bränslestavar per trycktub	37 st

Material

Bränsle	Naturligt uran i urandioxidform
Bränsleinkapsling	Zircalloy-IV (98,23 % Zr, 1,45 % Sn, 0,21 % Fe, 0,10 % Cr, 0,01 % Hf)
Kylmedel	Tungt vatten
Kanalväggsinkapsling	Zircalloy-IV
Gas mellan trycktub och calandriatub	Torr luft
Calandriatub	Zircalloy-IV
Moderator	Tungt vatten

Densitet

Bränsle	10,60 g/cm ³
Inkapslingsmaterial	6.52 g/cm ³
Kylmedel	0,85 g/cm ³

Gas	0,0070 g/cm ³
Moderator	1,10 g/cm ³

Temperatur

Bränsle	2273 K
Bränsleinkapsling	577 K
Kylmedel	554 K
Trycktub	554 K
Gas	554 K
Calandriatub	329 K
Moderator	329 K

Tryck

Tryck i trycktub	93 bar
Tryck i calandria	1-3 bar

Effekt

Specifik effekt	18,8 kW/kg UO ₂
Termisk effekt	1742 MW
Elektrisk effekt	540 MW
Bränslemängd	92 600 kg

8.5 Candu-19

Mått

Bränslestavsdiameter	1,44 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,0380 cm
Trycktub, innerdiameter	8,26 cm
Trycktub, ytterdiameter	9,02 cm
Centrumavstånd mellan trycktuber	22,86 cm
Antal bränslestavar per trycktub	19 st

Material

Bränsle	Naturligt uran i urandioxidform
Bränsleinkapsling	Zircalloy-IV (98,23 % Zr, 1,45 % Sn, 0,21 % Fe, 0,10 % Cr, 0,01 % Hf)
Kylmedel	Tungt vatten
Kanalväggsinkapsling	Zircalloy-IV
Moderator	Tungt vatten

Densitet

Bränsle	10,60 g/cm ³
Inkapslingsmaterial	6.52 g/cm ³
Kylmedel	0,85 g/cm ³
Gas	0,0070 g/cm ³

Moderator	1,10 g/cm ³
-----------	------------------------

Temperatur

Bränsle	2273 K
Bränsleinkapsling	577 K
Kylmedel	554 K
Trycktub	554 K
Moderator	329 K

Tryck

Trycktub	100 bar
Calandria	1 bar

Effekt

Specifik effekt	16,9 kW/kg UO ₂
Termisk effekt	693 MW
Elektrisk effekt	220 MW
Bränslemängd	41 600 kg

8.6 Windscale

Mått

Bränslestavsdiameter	1,02 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,04 cm
Kylkanaldiameter	12,7 cm
Kylkanalshölje, tjocklek	1,10 cm
Stålstavdiameter	0,52 cm

Material

Bränsle	Uran anrikat till 2,5 % i urandioxidform
Bränsleinkapsling	Rostfritt stål
Kylmedel	Koldioxid
Moderator	Grafit

Densitet

Bränsle	9,87 g/cm ³
Inkapslingsmaterial	7,94 g/cm ³
Kylmedel	0,0070 g/cm ³
Moderator	1,60 g/cm ³

Temperatur

Bränsle	723 K
Bränsleinkapsling	723 K
Kylmedel	686 K
Moderator	640 K

Effekt

Specifik effekt	8,75 kW/kg UO ₂
Termisk nettoeffekt	100 MW
Elektrisk effekt	33 MW
Bränslemängd	11 500 kg

8.7 Ignalina

Mått

Central öppning, diameter	0,20 cm
Bränslestavsdiameter	1,15 cm
Spalt mellan bränsle och inkapsling	0,0225 cm
Bränsleinkapslingstjocklek	0,0825 cm
Bärstav, diameter	1,50 cm
Bärstav, tjocklek	0,125 cm
Bränslepaket, innerdiameter	8,00 cm
Bränslepaket, yttrediameter	8,80 cm
Spalt mellan bränslepaket och ”ring”	0,13 cm
Spalt mellan ”ring” och kanalvägg	0,15 cm
Kanaldiameter	11,40 cm
Centrumavstånd mellan bränslekanaler	25,00 cm
Bränslestavar per bränslepaket	18 st

Material

Bränslesammansättning	Uran anrikat till 2,0 % i urandioxidform
Bränsleinkapslingsmaterial	Zirkonium legerat med niob (99,00 % Zr, 1,00 % Nb)
Kylmedel	Vatten
Inertgas	Helium
Kanalväggsinkapslingsmaterial	Zirkonium legerat med niob (97,50 % Zr, 2,50 % Nb)
Moderatormaterial	Grafit

Densitet

Bränsle	10,40 g/cm ³
Bränsleinkapslingsmaterials	6,51 g/cm ³
Gas	0,0009 g/cm ³
Kylmedels	0,8314 g/cm ³
Kanalväggsinkapslingsmaterials	6,51 g/cm ³
Moderator	1,65 g/cm ³

Temperatur

Bränsle	2373 K
Bränsleinkapslings	633 K

Kylmedels	438 K
Moderator	1023 K
Effekt	
Specifik effekt	25,4 kW/kg UO ₂
Termisk effekt	4800 MW
Elektrisk effekt	1500 MW
Bränslemängd	189 000 kg

9 Bilaga 2: Reaktorberäkningar med SCALE och MCNP

9.1 Inledning

Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation (SCALE) är ett modulärt kodpaket som kan användas för beräkning av bl.a. tvärsnittsbibliotek, utbränning och kriticitet. Paketet består av styrsekvenser och beräkningskoder. Olika styrsekvenser är utvecklade för olika ändamål och en del av paketets styrka ligger i styrsekvensernas variation och flexibilitet. En styrsekvens aktiveras med önskade indata, varpå styrsekvensen i tur och ordning aktiverar de beräkningskoder som krävs för att behandla indata och generera resultat.

Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP) är ett programpaket för beräkningar av neutrontransport och kärnreaktioner. Programpaketets huvudsakliga användningsområde är kriticitetsberäkningar i tre dimensioner.

9.2 Bakgrund

Både SCALE och MCNP kan användas för att utföra de beräkningar som gjorts i den här studien. Båda programpaketerna innehåller omfattande materialdata- och tvärsnittsbibliotek och är mycket flexibla. Vissa egenskaper, såsom geometrispecifikation och exekveringstid, gör emellertid att de är mer lämpade för vissa typer av uppgifter. Geometrispecifikationerna i SCALE görs enklast i en eller två dimensioner, vilket är fullt tillräckligt för utbränningsberäkningar i de allra flesta reaktortyper men är mindre lämpligt för kriticitetsberäkningar. Vidare bygger geometrispecifikationerna i SCALE på oändliga gitter av repeterade celler, vilket är lämpligt för utbränningsberäkningar men mindre lämpligt för kriticitetsberäkningar. Kriticitetsberäkningar i MCNP med komplett reaktorgeometri i tre dimensioner kan däremot specificeras och utföras på rimlig tid. Däremot är utbränningsberäkningar med MCNP mycket tidskrävande. SCALE har använts för att beräkna sammansättningen hos utbränt kärnbränsle med olika drifts- och konstruktionsparametrar medan MCNP har använts för att verifiera att dessa parametrar är realistiska med avseende på kriticitet.

9.3 Introduktion till SCALE för Windows

SCALE-paketet har funnits sedan 1980. I mars 2009 släpptes SCALE 6.1. SCALE 5.1 har använts för de flesta beräkningar i den här studien. För att aktivera en styrsekvens med en indatafil under Windows, öppna först kommandotolken via SCALE (notera: ej Windows kommandotolk Programs/Accessories/Command Prompt). Gå till den katalog där indatafilen finns och aktivera styrkoden med kommandot:

```
SCALE5 INDATAFIL
```

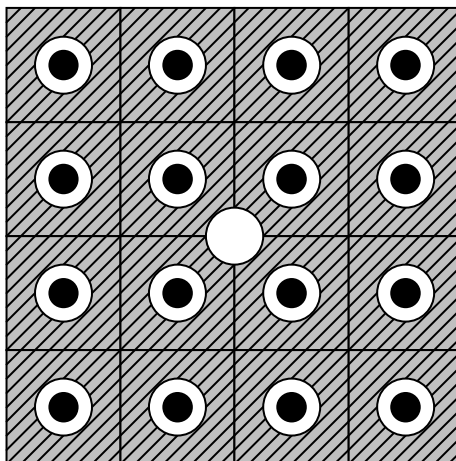
Indatafiler till SCALE har suffixet `inp`. I exemplet ska indatafilen följaktligen heta `indatafil.inp`. Utdatafiler från SCALE är vanligtvis mycket omfattande och oöverskådliga. Vilka data som önskas kan specificeras i indatafilen men utdatafilerna är trots detta mycket stora. Det kan därför vara lämpligt att använda t ex ett Perl-script anpassat för ändamålet för att lätt extrahera önskade data från utdatafilerna.

För beräkningarna i den här studien har sekvenserna SAS2H (en dimension) och TRITON (två dimensioner) använts. Beräkningar i en dimension kräver mindre datorkapacitet och går fortare, men det krävs en hel del förarbete inför varje beräkning för att reducera en reaktor till

en dimension. Dessutom innebär den endimensionella generaliseringen begränsningar i vilka beräkningar som kan genomföras. Beräkningar i två dimensioner tar något längre tid men kräver betydligt mindre förarbete och är lättare att beskriva. Vidare ges större utrymme för vilka beräkningar som kan utföras, t ex kan geometriska variationer i anrikningsgrad och utbränning beräknas i två dimensioner men inte i en.

9.3.1 Beskrivning av indatafil för SCALE

För utbränningsberäkningar har styrsekvensen TRITON med bl.a. beräkningskoden NEWT använts. TRITON är en tvådimensionell neutrontransportmodul avsedd för beräkning av nuklidsammansättningen i använt kärnbränsle. Beräkningskoden NEWT erbjuder stor flexibilitet vad gäller att beskriva geometrier i två dimensioner under förutsättning att ett repeterat gitter av identiska celler kan användas och beräkningarna inte kräver en fullständig reaktor inklusive härdinneslutning etc. MCNP-användaren känner igen terminologin även om NEWT inte använder algebraiska plan för att beskriva geometrin utan förlitar sig helt på kroppar såsom cylindrar och rätblock. NEWT använder inte heller indelningen i ytkort och cellkort; allt beskrivs som celler och kan inte återanvändas för flera volymer. Motsvarigheter till MCNP:s universe, latt och fill finns i NEWT:s unit, hole och array. Som exempel presenteras en indatafil som beskriver den gaskyllda, grafitmodererade reaktorn i Calder Hall. Indatafilen i sin helhet finns i bilaga 2. En skiss av en del av härden hos den reaktor som beskrivs här kan ses i figur 1.



Figur 1: Skiss av del av härd i den reaktor som beskrivs här. 16 bränslekanaler omgivna av grafitmoderator samt central kontrollkanal.

Först anges vilken styrsekvens som ska användas. Här används utbränningsmodulen för TRITON:

```
=t-depl
```

För att kontrollera t ex om en geometri är korrekt vid konstruktion av en reaktormodell kan kommandot `parm=check` användas:

```
=t-depl parm=check
```

Med kommandot `parm=check` kan filer skapas som åskådliggör geometrin utan att tidskrävande utbränningsberäkningar görs. Geometrifilerna ges i PostScript-format och t ex GhostScript/GhostView krävs för att kunna läsa dem under Windows. Efter styrsekvens följer en titelrad som kan innehålla upp till 80 tecken utan några krav på syntax. Därefter anges vilket tvärsnittsbibliotek som skall användas. SCALE innehåller en mängd

tvärsnittsbibliotek och användaren kan även skapa egna. I dessa beräkningar har ett 44-gruppsbibliotek använts för hög beräkningshastighet och god noggrannhet:

44groupndf

I materialdatablocket beskrivs de material som ingår i modellen:

```
read comp
  uranium 10 den=19.050 1.000 681 end
  magnesium 20 den=1.7400 .9895 511 end
  aluminum 20 den=2.7020 .0100 511 end
  zirconium 20 den=6.4900 .0005 511 end
  c 30 den=0.0070 .2727 511 end
  o-16 30 den=0.0070 .7273 511 end
  graphite 40 den=1.6000 1.000 520 end
end comp
```

Ett block inleds med `read` och blockets namn och avslutas med `end` och blockets namn. För en specifik styrsekvens måste blocken placeras i en strikt ordning. För att identifiera ett block krävs endast tillräckligt många tecken för att göra blockets namn unikt, t ex för `read composition` räcker `read comp`. Första kolumnen i materialdatablocket anger materialets namn. Samtliga material här är fördefinierade och hämtas ur standardmaterialdatabiblioteket (`M08stdcmp.pdf` i SCALE 5.1). Andra kolumnen anger materialets identifikationsnummer och används senare i modellbeskrivningen för att beskriva härdens utformning. Material 20 är här en magnoxlegering bestående av tre olika material. Tredje kolumnen är materialets densitet, fjärde kolumnen är materialets viktsandel och femte kolumnen är materialets temperatur i grader Kelvin. Fördefinierade material kan kombineras för att skapa egna material. Här har t ex koldioxid skapats genom att beskriva ett material som en blandning av fördefinierade material i korrekta proportioner. Notera att en blandning inte är ekvivalent med en kemisk förening och metoden bör användas med försiktighet. Koldioxid utgör en väldigt liten del av massan i en grafitreaktor och är inte särskilt betydelsefull ur neutrontransportsynpunkt så approximationen kan här användas utan noggrannhetsförluster.

Celldatablocket används för multiregionberäkningar:

```
read celldata
  latticecell squarepitch pitch=20.30 30 fuelr=1.46 10 cladr=1.62 20 end
end celldata
```

Första och andra kolumnerna anger att det är repeterad geometri med kvadratiska celler. Tredje kolumnen anger bränslestavarnas centrumavstånd, fjärde kolumnen moderatormaterial, femte kolumnen bränslestavens radie, sjätte kolumnen bränslestavens material, sjunde kolumnen bränsleinkapslingens radie och åttonde kolumnen bränsleinkapslingens material.

I depletion-blocket anges för vilka material som utbränningsberäkningar ska utföras:

```
read depl
  10
end depl
```

Värdet 10 anger att utbränningsberäkningar ska utföras för bränslematerialet som tidigare gavs identifikationsnummer 10.

Burn data-blocket anger bestrålningsdata för bränslet:

```
read burn
  power=1.38 burn=290 down=0 nlib=1 end
  power=1.38 burn=435 down=0 nlib=2 end
  power=1.38 burn=362 down=0 nlib=1 end
end burn
```

Första kolumnen anger specifik effekt i kW/kg tungmetall. För reaktorer som använder urandioxidbränsle där specifik effekt anges per massenhet bränsle måste den specifika effekten räknas om till effekt per massenhet uran. Andra kolumnen anger bestrålningsperiod i dagar, tredje kolumnen period utan bestrålning vid t ex omladdning och fjärde kolumnen antal databibliotek som skapas. För högre noggrannhet eller vid långa bestrålningsperioder används fler än ett databibliotek. Här görs utbränningsberäkningar till totalt 1500 MWd/ton bränsle. Först beräknas bestrålning upp till 400 MWd/ton, därefter ytterligare 600 MWd/ton, dvs totalt 1000 MWd/ton. Slutligen 500 MWd/ton till för sammanlagt 1500 MWd/ton:

$$1,38 \text{ kW/kg} \times 290 \text{ dygn} = 400 \text{ kWd/kg} = 400 \text{ MWd/ton}$$

$$1,38 \text{ kW/kg} \times 435 \text{ dygn} = 600 \text{ kWd/kg} = 600 \text{ MWd/ton}$$

$$1,38 \text{ kW/kg} \times 362 \text{ dygn} = 500 \text{ kWd/kg} = 500 \text{ MWd/ton}$$

Modellbeskrivningen inleds med `read model` samt en titelrad. Därefter följer parameterblocket:

```
read parm
  echo=yes
  drawit=yes
  epsilon=1e-4
end parm
```

Parametrarna här anger i tur och ordning att sekvensens händelseförlopp ska skrivas ut i detalj i kommandotolken, att en postscript-fil med geometri-beskrivningen ska skapas, samt att beräkningarnas noggrannhet är $1 \cdot 10^{-4}$.

Efter parameterblocket följer materialblocket. Materialblocket läser in de material och sammansättningar av material som angivits i materialdatablocket:

```
read materials
  10 1 'uranium'      end
  20 1 'magnox'      end
  30 1 'carbon dioxide' end
  40 2 'graphite'    end
end materials
```

Första kolumnen anger materialets identifikationsnummer. Andra kolumnen anger *scattering order* och kan sättas till 1 för alla material utom moderatoren. Tredje kolumnen innehåller en materialbeskrivning som kan användas i t ex geometriplottar.

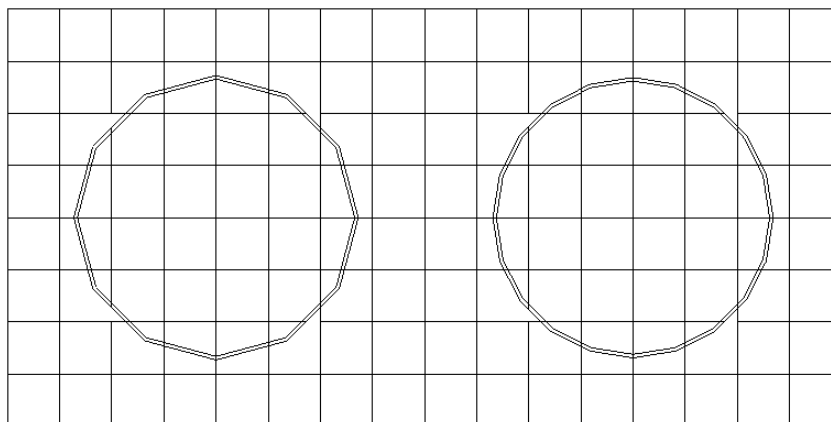
Geometriblocket inleds med `read geometry` och en titelrad och avslutas med `end geometry`. Geometrin beskrivs i olika enheter, *units*, varav exakt en måste vara global. Icke-globala enheter kan betraktas som separata universum där geometrier kan specificeras utan att hänsyn tas till dessa vid utbränningsberäkningarna, som bara äger rum i den globala enheten. T ex kan upprepade element skapas i icke-globala enheter för att sedan placeras i den globala enheten. Detta kan göras antingen med kommandot `hole`, som placerar en hel icke-global enhet vid en viss koordinat i den globala enheten, eller genom att placera icke-globala enheter i en array som placeras i den globala enheten.

Reaktorn som beskrivs här består av bränslestavar omgivna av bränsleinkapsling, kylkanal, kanalvägg och moderator. Bränslekanalerna är placerade i ett kvadratisk gitter med en kontrollkanal i mitten av varje cell bestående av 4×4 bränslekanaler. Först beskrivs en kvadratisk enhet innehållande en bränslekanal:

```
unit 1
  cylinder 10 1.4600 sides=20 com='fuel'
  cylinder 20 1.6200 sides=20 com='clad'
  cylinder 30 4.6000 sides=20 com='coolant'
  cylinder 40 4.7500 sides=20 com='clad'
  cuboid   50 10.1500 -10.1500 10.1500 -10.1500 com='moderator'
  media 10 1 10
  media 20 1 20 -10
  media 30 1 30 -20
  media 20 1 40 -30
  media 40 1 50 -40
  boundary 50 8 8
```

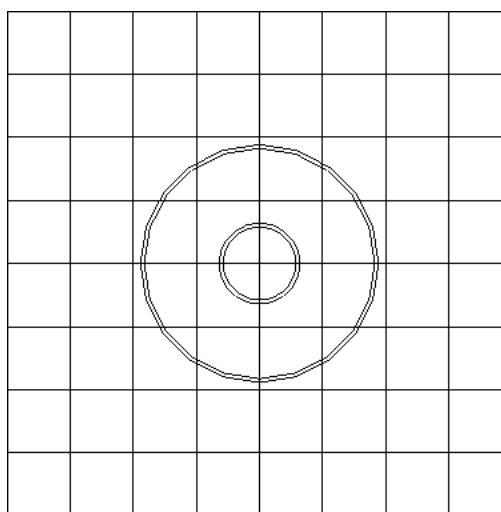
Beskrivningen av enheten inleds med `unit 1` för att ange att det rör sig om en separat enhet som ska placeras i den globala enheten. Därefter skapas cylindriska celler motsvarande bränsle, bränsleinkapsling, kylkanal respektive kanalvägg. Kommandot `cylinder` anger att en cylindrisk cell skall placeras i enheten. De följande kolumnerna representerar cellens identifikationsnummer, radie, antal sidor och beteckning. Identifikationsnumren är unika för varje enhet och samma nummer kan användas i olika enheter. Radien och alla andra mått

anges i centimeter. Antal sidor är 12 om inget annat anges. Vanligtvis är 12 sidor fullt tillräckligt för att approximera en cirkel men vid mycket små avstånd mellan cylindrar kan fler sidor användas för att undvika fel vid neutrontransportberäkningarna.



Figur 2: Cylindrar med 12 respektive 20 sidor.

Cellväggen anges som ett rätblock med kommandot `cuboid` följt av identifikationsnummer, högsta x-koordinat, lägsta x-koordinat, högsta y-koordinat, lägsta y-koordinat och beteckning. Centrumavståndet mellan bränslestavarna är 20,30 cm och här beskrivs en cell i två dimensioner som en kvadrat med bränslekanalen i mitten. Den enhet som här beskrivs som `unit 1` visas i figur 3.



Figur 3: Cell med bränslekanal

Efter geometribeskrivningen följer materialbeskrivningen. Kommandot `media` anger materialspecifikation för en cell. Det andra värdet anger materialets identifikationsnummer. Det tredje värdet är en *placeholder* som inte används men måste anges. De följande värdena definierar materialregioner. Ett cell-ID anger att materialet befinner sig i den cellen, ett cell-ID med minustecken anger att materialet inte förekommer i den cellen. Här anges att material nummer 10, uran, befinner sig i cell nummer 10, cylindern med radie 1,46 cm, dvs. bränslestaven. Material nummer 20, Magnoxlegering, befinner sig i cell nummer 20 men inte i cell nummer 10 osv. Slutligen anges cellens rand med kommandot `boundary`. De följande värdena anger i tur och ordning vilken cell som utgör enhetens rand, samt beräkningsnätets indelning i x- och y-led. Högre värden ger högre upplösning men längre beräkningstider.

Enhet 2 följer samma terminologi som enhet 1 men innehåller en fjärdedels kontrollstav. Med reflekterande cellväggar behöver enbart en fjärdedel av cellen med 4×4 bränslekanaler modelleras för att beskriva hela reaktorn. Därefter följer den globala enheten, här med nummer 99:

```

global unit 99

cuboid 80 40.6000 0.0000 40.6000 0.0000 com='moderator'

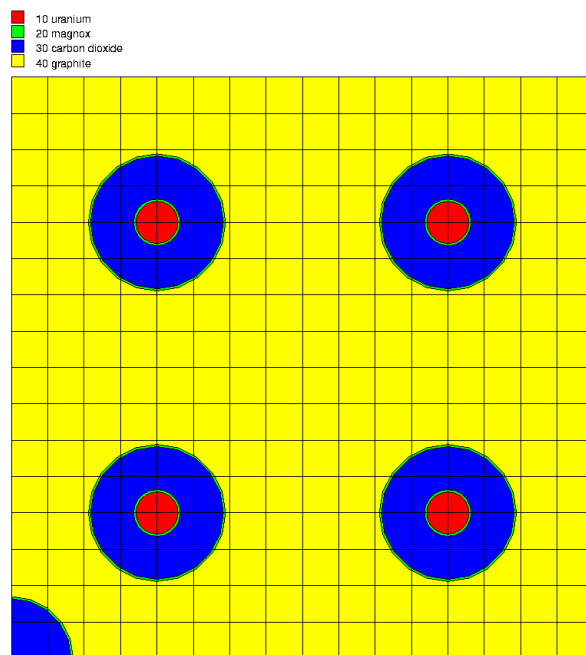
array 1 80 place 1 1 10.1500 10.1500

media 40 1 80

boundary 80 32 32

```

Den globala enheten motsvarar en matris med 2×2 mindre celler (enhet 1 och 2). Först skapas cellens omfång med kommandot `cuboid`. Därefter placeras en matris innehållande cellerna från enhet 1 och 2 med kommandot `array`. För att kunna placera en matris måste denna finnas definierad i `array`-blocket. Efter kommandot `array` anges vilken matris som skall användas genom att ange den önskade matrisens identifikationsnummer. Det tredje värdet anger i vilken cell matrisen ska placeras. Med kommandot `place` anges var i cellen matrisen ska placeras. De första två värdena efter kommandot `place` anger vilken enhets koordinatsystem som ska användas för placering i den globala enheten. Det första värdet anger x-koordinat och det andra anger y-koordinat (räknat nerifrån). Här används elementet längst ned till vänster i matrisen. De sista två värdena anger var i den globala enheten matrisen ska placeras relativt det koordinatsystem som använts för enheten i element (1,1). Den globala enhet som används här visas i figur 4. För en mer detaljerad beskrivning se avsnitt F21.3.5.1.5 i manualen till SCALE 5.1.



Figur 4: Global cell med material. Cellens sida är 40,60 cm.

I det här exemplet har kommandot `array` använts men icke-globala enheter kan även placeras i den globala enheten med kommandot `hole`, t ex då geometrin inte kan beskrivas med en tvådimensionell matris.

```
hole 1 origin x=0.7442 y=1.2890
```

Värdet efter kommandot `hole` anger vilken enhet som ska placeras i den globala enheten. Efter kommandot `origin` anges vid vilka koordinater i den globala enheten den icke-globala enheten ska placeras relativt origo i den icke-globala enhetens koordinatsystem.

Enheter placerade med kommandot `hole` ersätter den geometri den överlappar i den globala enheten. Enheter kan inte placeras där geometrin inte redan beskrivits, varför ordningen i vilken geometrin definieras är viktig.

Matriser definieras i array-blocket som inleds med `read array` och avslutas med `end array`.

```
read array
  ara=1 nux=2 nuy=2
  fill
    2 1
    1 1
  end fill
end array
```

Med `ara` anges matrisens identifikationsnummer, `nux` och `nuy` anger matrisens utbredning i x- och y-led. Med kommandot `fill` anges med vilka enheter matrisen ska fyllas. Numreringen sker från vänster till höger, nedifrån och upp. Notera att matrisen alltså är upp och ned i förhållande till det som ska modelleras. Matrisen innehåller fyra element. Tre element innehåller en bränslekanal med omgivande moderator medan ett av elementen dessutom innehåller en fjärdedels kontrollkanal. Med reflekterande rand motsvarar detta ett oändligt gitter celler, var och en bestående av 4x4 bränslekanaler med en kylkanal i mitten.

I bounds-blocket anges vilken typ av rand som ska användas.

```
read bounds
  all=ref
end bounds
```

Den globala enhetens rand används och här anges att alla sidor ska vara reflekterande.

9.3.2 Modifiering av indatafiler

Egna beräkningar kan göras genom att modifiera värden i befintliga modeller. Material, densiteter, temperaturer, utbränningstider osv. kan utan vidare ändras. Notera att vissa parametrar inte kan ändras hur som helst. Exempelvis måste viktsfraktionen för ett material totalt vara 1,00, inga celler får överlappa varandra, inga tomrum får förekomma etc.

9.3.3 Behandling av utdata

Utdatafilen från SCALE har samma namn som indatafilen med suffixet `out` och kan öppnas i en texteditor. Om körningen avbrutits anges ett felmeddelande i slutet av utdatafilen, annars anges att körningen fullbordades utan problem. Indatafilen i exemplet har skapats för att göra utbränningsberäkningar och bestämma halten av olika plutoniumisotoper som en funktion av tiden. Värden för de önskade nukliderna kan hittas genom en strängsökning på t ex ”pu238”.

```
Pass no. 1 First depletion calculation, mixture no. 10
power= 1.38mw, burnup= 399.mwd, flux= 6.66E+12n/cm**2-sec
```

```
nuclide concentrations, grams
basis = One metric ton heavy metal
```

```
charge 1E-20 d 36.2 d 72.5 d 108.8 d
u230 0.000E+00 0.000E+00 1.281E-18 4.516E-18 9.285E-18
u231 0.000E+00 0.000E+00 1.538E-16 4.086E-16 7.405E-16
u232 0.000E+00 2.446E-30 1.110E-08 2.709E-08 4.800E-08
...
pu238 2.075E-13 2.075E-13 1.512E-04 8.014E-04 1.995E-03
pu239 2.083E-13 2.083E-13 4.400E+01 9.119E+01 1.369E+02
pu240 2.092E-13 2.092E-13 1.941E-01 7.845E-01 1.751E+00
pu241 2.101E-13 2.101E-13 9.477E-04 7.463E-03 2.474E-02
pu242 2.109E-13 2.109E-13 1.574E-06 2.432E-05 1.207E-04
```

Nuklidkoncentrationerna anges i gram per ton. Notera att raderna här är trunkerade i högerkant för att rymmas på sidan. Datamängden kan bli svårhanterlig även vid mindre körningar och blir mycket svåröverskådlig vid långa utbränningstider, små tidssteg, utbränning i flera olika material, etc. Ett Perl-script kan med fördel användas för att extrahera önskade data.

9.4 Introduktion till MCNP för Windows

För att exekvera en fil med MCNP under Windows, öppna MCNP:s kommandotolk och gå till katalogen som innehåller de körbara MCNP-filerna. Filnamnet beror på version av programmet, t ex `mcnp5.exe`. Aktivera koden med kommandot:

```
mcnp5 n=indatafil
```

Indatafilen skall sakna filsuffix. En mängd kommandon och styrparametrar kan användas för olika ändamål. För att studera en modell grafiskt kan geometrin plottas med kommandot:

```
mcnp5 ip n=indatafil
```

Kommandot `ip` står här för `initiate plot`. Notera att för att använda kommandot `ip` under Windows krävs en X Windows Server. Vid exekvering skapas ett antal utdatafiler. För filen `indatafil` skapas t ex `indatafilo`. MCNP kontrollerar att inga filer skrivs över och för att kunna exekvera en fil kan inga filer med samma namn som utdatafilerna förekomma i samma katalog. Efter varje exekvering måste utdatafilerna antingen flyttas eller raderas innan samma `indatafil` kan exekveras igen.

En indatafil är uppbyggt av tre block; cellblocket, ytblocket och datablocket. Blocken läses in i denna ordning och är avgränsade med en blankrad. Sist i varje indatafil måste dessutom ytterligare en blankrad finnas. Cellblocket beskriver geometrin som skall beräknas, ytblocket beskriver de ytor och som används för att bygga upp geometrin i cellblocket. Datablocket innehåller dels beräkningsparametrar såsom antal neutrongenerationer som skall beräknas, dels data som definierar modellen såsom materialdata. I datablocket anges även vilka resultat som är av intresse, såsom neutronflöde över en viss yta.

Terminologin för konstruktion av geometrier har stora likheter med SCALE. En betydelsefull skillnad är att i MCNP förekommer ett ytblock där ytor kan definieras utan att ingå i modellen. Dessa ytor beskrivs i ett eget rum och kan sedan användas i de rum som beskriver den geometri som skall beräknas. En annan skillnad är att SCALE använder sig av omvänt tecken för en punkts "sense" i förhållande till en yta. Om t ex yta 1 är en sfär anger -1 volymen inuti sfären och 1 volymen utanför sfären i MCNP, medan tecknen är omvända hos SCALE.

MCNP har här använts för att göra kriticitetsberäkningar hos reaktorer. Data för kriticitet finns i filen med samma namn som indatafilen med bokstaven o tillagd sist i namnet. Kriticitetsdata kan i filen se ut enligt följande:

problem	keff	standard deviation	68% confidence
first half	1.04592	0.00211	1.04380 to 1.04805
second half	1.04449	0.00211	1.04237 to 1.04662
final result	1.04517	0.00152	1.04365 to 1.04669

Notera att data här är trunkerade i högerkant för att rymmas på sidan. Indatafil som beskriver reaktorn i Calder Hall finns i bilaga 4.

10 Bilaga 3: Exempel på indatafil för utränningsberäkningar med SCALE

```

=t-depl
' parm=check
GCR Calder Hall 180 MW gross thermal power
44groupndf
'
read comp
  uranium  10 den=19.05  1.000 681 end
  magnesium 20 den=1.740  .9895 511 end
  aluminum  20 den=2.702  .0100 511 end
  zirconium 20 den=6.490  .0005 511 end
  c          30 den=.0070  .2727 511 end
  o-16      30 den=.0070  .7273 511 end
  graphite  40 den=1.600  1.000 520 end
end comp
'
read celldata
  latticecell squarepitch pitch=20.3000 30 fuelr=1.4600 10 cladr=1.6200 20 end
end celldata
'
read depl
  10
end depl
'
read burn
  power=1.38 burn=290 down=0 nlib=1 end
  power=1.38 burn=435 down=0 nlib=2 end
  power=1.38 burn=362 down=0 nlib=1 end
end burn
'
read model
GCR latticecell
'
  read parm
    echo=yes
    drawit=yes
    epsilon=1e-4
  end parm
'
read materials
  10 1 'uranium'      end
  20 1 'magnox'      end

```



```

    30 1 'carbon dioxide' end
    40 2 'graphite'      end
end materials
,
read geometry
unit 1
  cylinder 10 1.4600 sides=20 com='fuel'
  cylinder 20 1.6200 sides=20 com='clad'
  cylinder 30 4.6000 sides=20 com='coolant'
  cylinder 40 4.7500 sides=20 com='clad'
  cuboid   50 10.1500 -10.1500 10.1500 -10.1500 com='moderator'
  media 10 1 10
  media 20 1 20 -10
  media 30 1 30 -20
  media 20 1 40 -30
  media 40 1 50 -40
  boundary 50 8 8
unit 2
  cylinder 10 1.4600 sides=20 com='fuel'
  cylinder 20 1.6200 sides=20 com='clad'
  cylinder 30 4.6000 sides=20 com='coolant'
  cylinder 40 4.7500 sides=20 com='clad'
  cylinder 50 4.1250 sides=20 origin x=-10.1500 y=-10.1500 com='ctrl'
  cylinder 60 4.2750 sides=20 origin x=-10.1500 y=-10.1500 com='clad'
  cuboid   70 10.1500 -10.1500 10.1500 -10.1500 com='moderator'
  media 10 1 10
  media 20 1 20 -10
  media 30 1 30 -20
  media 20 1 40 -30
  media 30 1 50
  media 20 1 60 -50
  media 40 1 50 -40 -60
  boundary 70 8 8
global unit 99
  cuboid   80 40.6000 0.0000 40.6000 0.0000 com='moderator'
  array 1 80 place 1 1 10.1500 10.1500
  media 40 1 80
  boundary 80 32 32
end geometry
,
read array
  ara=1 nux=2 nuy=2
  fill
    2 1
    1 1

```

```
        end fill
    end array
    ,
    read bounds
        all=ref
    end bounds
    ,
end model
end
```


11 Bilaga 4: Exempel på indatafil för kriticitetsberäkningar med MCNP

```

c ===== inner reactor core =====
10 0 -10                                imp:n=1 fill=1 $ inner core
11 0 #10 (-11:-12:-13)                  imp:n=1 fill=11 $ int. core
12 0 #10 #11 (-14:-15:-16:-17:-18:-19:-20:-21) imp:n=1 fill=21 $ outer core
13 0 #10 #11 #12 -26 +28 -29            imp:n=1 fill=31 $ reflector
14 5 -7.874 +26 -27 +28 -29            imp:n=1          $ p. vessel
c
c ===== 4x4 cell =====
20 0 -30                                imp:n=1 u=1 lat=1 fill=2
21 0 -30                                imp:n=1 u=11 lat=1 fill=12
22 0 -30                                imp:n=1 u=21 lat=1 fill=22
c
c ===== 2x2 cell =====
30 0 -40                                imp:n=1 u=2 lat=1 fill=-1:1 -1:1 0:0
                                         5 5 5 5 3 5 5 5 5
31 0 -40                                imp:n=1 u=12 lat=1 fill=-1:1 -1:1 0:0
                                         15 15 15 15 13 15 15 15 15
32 0 -40                                imp:n=1 u=22 lat=1 fill=-1:1 -1:1 0:0
                                         25 25 25 25 23 25 25 25 25
c
c ===== 2x2 with control channel inner core =====
40 0 -40                                imp:n=1 u=3 lat=1 fill=4
41 3 -0.007 -40 -60                    imp:n=1 u=4 $ control rods up
c 41 6 -6.520 -40 -60                  imp:n=1 u=4 $ control rods down
42 2 -1.750 -40 +60 -61                imp:n=1 u=4
c ----- small cells -----
50 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=4
51 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=4 trcl=(20 0 0)
52 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=4 trcl=(0 20 0)
53 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=4 trcl=(20 20 0)
54 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=4
55 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=4 trcl=(20 0 0)
56 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=4 trcl=(0 20 0)
57 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=4 trcl=(20 20 0)
58 3 -0.007 -50 +71 -72                imp:n=1 u=4
59 3 -0.007 -50 +71 -72                imp:n=1 u=4 trcl=(20 0 0)
60 3 -0.007 -50 +71 -72                imp:n=1 u=4 trcl=(0 20 0)
61 3 -0.007 -50 +71 -72                imp:n=1 u=4 trcl=(20 20 0)
62 2 -1.750 -50 +72 -73                imp:n=1 u=4
63 2 -1.750 -50 +72 -73                imp:n=1 u=4 trcl=(20 0 0)
64 2 -1.750 -50 +72 -73                imp:n=1 u=4 trcl=(0 20 0)

```

```

65 2 -1.750 -50 +72 -73          imp:n=1 u=4 trcl=(20 20 0)
70 4 -1.600 -50 +61 #50 #54 #58 #62  imp:n=1 u=4
71 4 -1.600 -51 +61 #51 #55 #59 #63  imp:n=1 u=4
72 4 -1.600 -52 +61 #52 #56 #60 #64  imp:n=1 u=4
73 4 -1.600 -53 +61 #53 #57 #61 #65  imp:n=1 u=4
74 4 -1.600 +61 +50 +51 +52 +53      imp:n=1 u=4
c
c ===== 2x2 without control channel inner core =====
80 0 -40          imp:n=1 u=5 fill=6
81 0 -50          imp:n=1 u=6 lat=1 fill=7
82 1 -19.05 -50 -70      imp:n=1 u=7
83 2 -1.750 -50 +70 -71  imp:n=1 u=7
84 3 -0.007 -50 +71 -72  imp:n=1 u=7
85 2 -1.750 -50 +72 -73  imp:n=1 u=7
86 4 -1.600 +73          imp:n=1 u=7
c
c ===== 2x2 with control channel intermediate core =====
140 0 -40          imp:n=1 u=13 lat=1 fill=14
141 3 -0.007 -40 -60     imp:n=1 u=14 $ control rods up
c 141 6 -6.520 -40 -60   imp:n=1 u=14 $ control rods down
142 2 -1.750 -40 +60 -61  imp:n=1 u=14
c ----- small cells -----
150 1 -19.05 -50 -70     imp:n=1 u=14
151 1 -19.05 -50 -70     imp:n=1 u=14 trcl=(20 0 0)
152 1 -19.05 -50 -70     imp:n=1 u=14 trcl=(0 20 0)
153 1 -19.05 -50 -70     imp:n=1 u=14 trcl=(20 20 0)
154 2 -1.750 -50 +70 -71  imp:n=1 u=14
155 2 -1.750 -50 +70 -71  imp:n=1 u=14 trcl=(20 0 0)
156 2 -1.750 -50 +70 -71  imp:n=1 u=14 trcl=(0 20 0)
157 2 -1.750 -50 +70 -71  imp:n=1 u=14 trcl=(20 20 0)
158 3 -0.007 -50 +71 -82  imp:n=1 u=14
159 3 -0.007 -50 +71 -82  imp:n=1 u=14 trcl=(20 0 0)
160 3 -0.007 -50 +71 -82  imp:n=1 u=14 trcl=(0 20 0)
161 3 -0.007 -50 +71 -82  imp:n=1 u=14 trcl=(20 20 0)
162 2 -1.750 -50 +82 -83  imp:n=1 u=14
163 2 -1.750 -50 +82 -83  imp:n=1 u=14 trcl=(20 0 0)
164 2 -1.750 -50 +82 -83  imp:n=1 u=14 trcl=(0 20 0)
165 2 -1.750 -50 +82 -83  imp:n=1 u=14 trcl=(20 20 0)
170 4 -1.600 -50 +61 #150 #154 #158 #162 imp:n=1 u=14
171 4 -1.600 -51 +61 #151 #155 #159 #163 imp:n=1 u=14
172 4 -1.600 -52 +61 #152 #156 #160 #164 imp:n=1 u=14
173 4 -1.600 -53 +61 #153 #157 #161 #165 imp:n=1 u=14
174 4 -1.600 +61 +50 +51 +52 +53      imp:n=1 u=14
c
c ===== 2x2 without control channel intermediate core =====

```

```

180 0 -40                                imp:n=1 u=15 fill=16
181 0 -50                                imp:n=1 u=16 lat=1 fill=17
182 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=17
183 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=17
184 3 -0.007 -50 +71 -82                imp:n=1 u=17
185 2 -1.750 -50 +82 -83                imp:n=1 u=17
186 4 -1.600 +83                          imp:n=1 u=17
c
c ===== 2x2 with control channel outer core =====
240 0 -40                                imp:n=1 u=23 lat=1 fill=24
241 3 -0.007 -40 -60                    imp:n=1 u=24 $ control rods up
c 241 6 -6.520 -40 -60                  imp:n=1 u=24 $ control rods down
242 2 -1.750 -40 +60 -61                imp:n=1 u=24
c ----- small cells -----
250 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=24
251 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=24 trcl=(20 0 0)
252 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=24 trcl=(0 20 0)
253 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=24 trcl=(20 20 0)
254 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=24
255 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=24 trcl=(20 0 0)
256 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=24 trcl=(0 20 0)
257 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=24 trcl=(20 20 0)
258 3 -0.007 -50 +71 -92                imp:n=1 u=24
259 3 -0.007 -50 +71 -92                imp:n=1 u=24 trcl=(20 0 0)
260 3 -0.007 -50 +71 -92                imp:n=1 u=24 trcl=(0 20 0)
261 3 -0.007 -50 +71 -92                imp:n=1 u=24 trcl=(20 20 0)
262 2 -1.750 -50 +92 -93                imp:n=1 u=24
263 2 -1.750 -50 +92 -93                imp:n=1 u=24 trcl=(20 0 0)
264 2 -1.750 -50 +92 -93                imp:n=1 u=24 trcl=(0 20 0)
265 2 -1.750 -50 +92 -93                imp:n=1 u=24 trcl=(20 20 0)
270 4 -1.600 -50 +61 #250 #254 #258 #262 imp:n=1 u=24
271 4 -1.600 -51 +61 #251 #255 #259 #263 imp:n=1 u=24
272 4 -1.600 -52 +61 #252 #256 #260 #264 imp:n=1 u=24
273 4 -1.600 -53 +61 #253 #257 #261 #265 imp:n=1 u=24
274 4 -1.600 +61 +50 +51 +52 +53        imp:n=1 u=24
c
c ===== 2x2 without control channel outer core =====
280 0 -40                                imp:n=1 u=25 fill=26
281 0 -50                                imp:n=1 u=26 lat=1 fill=27
282 1 -19.05 -50 -70                    imp:n=1 u=27
283 2 -1.750 -50 +70 -71                imp:n=1 u=27
284 3 -0.007 -50 +71 -92                imp:n=1 u=27
285 2 -1.750 -50 +92 -93                imp:n=1 u=27
286 4 -1.600 +93                          imp:n=1 u=27
c

```

```

c ===== 1x1 reflector cell =====
340 4 -1.600 -50                                imp:n=1 u=31 lat=1
c
c ===== void =====
99 0 #10 #11 #12 #13 #14                        imp:n=0

c ===== surface cards =====
c
10 rpp -40.6 284.2 -40.6 284.2 -10 610 $ inner core
c
11 rpp -203 446.6 -40.6 284.2 -10 610 $ intermediate core
12 rpp -121.8 365.4 -121.8 365.4 -10 610 $
13 rpp -40.6 284.2 -203 446.6 -10 610 $
c
14 rpp -40.6 284.2 -345.1 588.7 -10 610 $ outer core
15 rpp -142.1 385.7 -284.2 527.8 -10 610 $
16 rpp -182.7 426.3 -263.9 507.5 -10 610 $
17 rpp -203 446.6 -243.6 487.2 -10 610 $
18 rpp -243.6 487.2 -203 446.6 -10 610 $
19 rpp -263.9 507.5 -182.7 426.3 -10 610 $
20 rpp -284.2 527.8 -142.1 385.7 -10 610 $
21 rpp -345.1 588.7 -40.6 284.2 -10 610 $
c
26 c/z 121.8 121.8 560                          $ cylindrical core
27 c/z 121.8 121.8 565                          $ cylindrical core
c
28 pz -90                                         $ reflector bottom
29 pz 690                                         $ reflector top
c
30 rpp -40.60 40.60 -40.60 40.60 -10 610 $ 16x16 inner core
40 rpp -20.30 20.30 -20.30 20.30 -10 610 $ 4x4 cell
50 rpp -20.30 0.00 -20.30 0.00 -10 610 $ fuel rod cell 1
51 rpp 0.00 20.30 -20.30 0.00 -10 610 $ fuel rod cell 2
52 rpp -20.30 0.00 0.00 20.30 -10 610 $ fuel rod cell 3
53 rpp 0.00 20.30 0.00 20.30 -10 610 $ fuel rod cell 4
60 cz 4.125                                       $ control channel
61 cz 4.275                                       $ control channel clad
70 c/z -10 -10 1.460                             $ fuel rod
71 c/z -10 -10 1.610                             $ fuel clad
72 c/z -10 -10 5.300                             $ cool. channel inner core
73 c/z -10 -10 5.450                             $ cool. channel clad inner core
82 c/z -10 -10 5.000                             $ coolant channel int. core
83 c/z -10 -10 5.150                             $ coolant channel clad int. core
92 c/z -10 -10 4.600                             $ coolant channel outer core
93 c/z -10 -10 4.750                             $ coolant channel clad outer core

```

```
c ===== data cards =====  
kcode 1000 1 30 130  
sdef pos=-10 -10 0  
e0 1 12I 14  
m1 92234 -0.000055 92235 -.0072 92238 -.992746 $ uranium  
m2 12000 -.9895 13027 -.01 4009 -0.0005 $ magnox  
m3 6000 -.2729 8016 -.7271 $ carbon dioxide  
m4 6000 1 $ carbon  
m5 26000 1 $ stainless steel  
m6 5010 0.144274 5011 0.638508 6000 0.217218 $ b4c  
mt4 grph.04t
```