



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson
Fredrik Nielsen

Forskning 2013:03

Torium – en studie ur ett
kärntekniskt perspektiv

SSM perspektiv

Bakgrund

Sverige har en exportlagstiftning som kontrollerar utförsel av speciellt känslig utrustning som kan tänkas komma till användning för bl.a. tillverkning av kärnvapen. Syftet är att förhindra att någon stat eller organisation införskaffar sådana vapen. Utrustningen det är frågan om har ofta en legitim användning i civil industri men kan ha vissa speciella egenskaper som gör den användbar för kärnvapenframställning. Det är SSM som handlägger ärenden som rör export av kärnämne och kärnteknisk utrustning. Det är viktigt att myndigheten har tillräcklig och aktuell kunskap i ämnet för att korrekt kunna bedöma inkomna exportansökningar.

Syfte

Totalförsvarets forskningsinstitut, FOI, fungerar som teknisk rådgivare till SSM i exportkontrollärenden. SSM, liksom tidigare SKI, har sett ett behov av att försäkra sig om att kompetensen bevaras och förnyas inom området. FOI har därför fått i uppdrag att studera exportkontrollerade produkter. Den här rapporten är resultatet av ett sådant projekt och berör toriums kärntekniska användning. Torium kan användas som fertilt material i kärnreaktorer men dess användning idag är mest i svetsningselektroder och smältdeglar. Torium skulle även kunna användas för framställning av uran till kärnvapen.

Resultat

Den nu resulterande rapporten berör kortfattat toriums egenskaper, förekomst samt dess användningsområden utanför den kärntekniska industrin. Toriums kärnbränslecykel presenteras, inklusive bränsleframställning och upparbetning. Omfattande hårdberäkningar har gjorts för att bl.a. utvärdera om det uran som framställs kan användas för kärnladdningar. Några exempel på forsknings- och utvecklingsreaktorer med torium går igenom, speciellt presenteras Indiens planerade toriumprogram.

Vi har valt att låta rapporten vara översiktlig utan att gå in på detaljer för att inte sprida information som kan vara känslig. Därmed kan flera intressenter såsom andra myndigheter, berörd industri och intresseorganisationer få tillgång till resultatet. Förutom rapporten har projektet resulterat i att personal på FOI och SSM fått ökad insikt i processerna genom bl.a. litteraturstudier.

Behov av ytterligare forskning

FOI har i tidigare projekt studerat tungvattenproduktion, urananrikning med gascentrifugering och laser, urankonvertering, forskningsreaktorer och upparbetning. Dessutom har dåvarande SKI genomfört en separat studie av grafit ur exportkontrollsynpunkt. För att upprätthålla och vidga kompetensen att bedöma produkter ur exportkontrollsynpunkt kan ytterligare studier behöva göras på andra delar av kärnbränslecykeln.

Projekt information

Kontakt person SSM: Lars Hildingsson

Referens: SSM 2009/4561/5037009-02



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson och Fredrik Nielsen
Totalförsvarets forskningsinstitut, Stockholm

2013:03

Torium – en studie ur ett kärntekniskt perspektiv

Denna rapport har tagits fram på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM. De slutsatser och synpunkter som presenteras i rapporten är författarens/författarnas och överensstämmer inte nödvändigtvis med SSM:s.

Förord

Fördjupande studier av kärnbränslecykelns alla delar är ett led i FOI:s arbete att upprätthålla och vidareutveckla kompetensen på det kärntekniska området. Dessa kunskaper är av stor vikt, bland annat för att kunna göra goda bedömningar rörande exportkontroll av kärnteknisk utrustning och för att kunna göra bedömningar av ett lands kärntekniska kapacitet och dess förmåga att framställa kärnvapen. FOI kan genom dessa studier ge ett bättre stöd till Strålsäkerhetsmyndigheten rörande nukleär exportkontroll.

Rapporten är ett resultat av breda litteraturstudier om den toriumbaserade kärnbränslecykeln kombinerat med beräkningar av härdsammansättningar, sönderfallskedjor och relaterade fysikaliska processer.

Innehåll

Sammanfattning.....	3
Summary.....	4
1. Inledning.....	5
1.1. Förekomst.....	5
1.2. Icke-nukleär användning.....	7
2. Toriums bränslecykel.....	9
2.1. Framställning av torium.....	9
2.2. Torium som fertilt material.....	9
2.3. Upparbetning av toriumbaserat bränsle.....	12
3. Toriumdrivna forsknings- och utvecklingsreaktorer.....	14
3.1. Molten-Salt Reactor Experiment.....	14
3.2. Shippingport Atomic Power Station.....	16
3.3. HTGR-liknande reaktorer.....	16
4. Indien.....	19
5. Toriumreaktorers härd.....	22
5.1. Reaktorbeskrivning.....	24
5.2. Bränsle.....	24
5.3. Använt bränsle.....	25
5.4. Regenereringsfaktor.....	28
6. Indikatorer på militära användningsområden.....	29
7. Ekonomiska aspekter.....	30
Appendix 1: Exportkontrollerade produkter relaterade till toriums bränslecykel.....	32
Referenslista.....	41

Figur 1 (monazitsand) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren DOE.

Figur 2 (glödstrumpa) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren.

Figur 4 (MSRE) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren DOE.

Figur 5 (monazitsand) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren Stefan Kühn.

Figur 6 (PFBR) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren IGCAR.

Figur 7 (reaktortank) publiceras med generell licens från upphovsrättsinnehavaren IGCAR.

Sammanfattning

Institutionen för Kärnvapenfrågor vid Totalförsvarets Forskningsinstitut, FOI, har på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM, genomfört en studie om grundämnet torium med tonvikt på dess användning i kärnenergisammanhang. Torium är inte direkt användbart som kärnbränsle men ämnet kan under rätt omständigheter omvandlas till fissilt uran. Torium är ca fyra gånger så vanligt som uran i jordskorpan och i princip allt torium kan omvandlas till fissilt uran som i sin tur kan generera energi i reaktorer. Även jämfört med en kärnbränslecykel som omvandlar ^{238}U till ^{239}Pu i plutoniumdrivna reaktorer så skulle användandet av torium potentiellt kunna leda till en större energireserv.

Rapporten ger en beskrivning av toriums egenskaper och förekomst samt dess användning utanför den kärntekniska industrin. Rapporten försöker även sammanfatta de för- och nackdelar som användandet av torium ger jämfört med traditionellt uran-baserat kärnbränsle och de villkor som ställs på reaktorer och annan infrastruktur. I samband med detta presenteras en sammanställning av de toriumrelaterade reaktorförsök som har genomförts i olika delar i världen. Omfattande härdberäkningar har genomförts för att utreda om det uran som framställs från torium kan användas i kärnvapensammanhang.

Indiens planerade toriumprogram har studerats med fokus på genomförbarhet och teknisk relevans. Programmet är mycket ambitiöst men framför allt det andra steget – plutoniumdrivna s.k. *fast breeder reactors* som är tänkta att generera ^{233}U i en heterogen konfiguration – av de tre stegen som beskrivs i rapporten är tekniskt tveksamt då det tillför relativt lite energi trots mycket dyra investeringar, samtidigt som det inte är nödvändigt ur en ren teknisk synvinkel. Det andra steget kan dock användas för att förbränna plutonium av reaktorkvalitet och samtidigt producera plutonium av vapenkvalitet.

Summary

The Department of Nuclear Weapons Related Issues at The Swedish Defence Research Agency, FOI, as commissioned by the Swedish Radiation Safety Authority, SSM, conducted a study concerning the element thorium with emphasis on its nuclear applications. Thorium is not immediately useful as nuclear fuel but the element can be converted to fissile uranium under the right circumstances. The occurrence of thorium in the earth's crust is four times as abundant as uranium, and theoretically all thorium could be converted to fissile uranium, which in turn could be used to generate energy in nuclear reactors. Compared to a nuclear fuel cycle converting ^{238}U into ^{239}Pu to be used in plutonium fuelled reactors, thorium could potentially lead to an even larger energy reserve.

The report gives a description of thorium's attributes and occurrence, and its applications outside the nuclear industry. The report also includes the pros and cons of using thorium compared to the traditional use of uranium to fuel nuclear reactors, and the requirements of infrastructure and nuclear reactor design. Also, a compilation of the thorium reactor-related experiments that have been performed throughout the world is presented. Extensive reactor core simulations have been performed to investigate the usefulness of uranium bred in thorium reactors for nuclear weapon applications.

India's planned thorium reactor programme has been studied focusing on operability and technical relevance. The programme is very ambitious. However, especially concerning the second of the three stages – plutonium fuelled fast breeder reactors, designed to generate ^{233}U in a heterogeneous configuration – is technically doubtful since it provides relatively small amounts of energy despite large investments, while not being necessary from a technical point of view. Nevertheless, the second stage could be used to consume reactor-grade plutonium while producing weapon-grade plutonium.

1. Inledning

Grundämnet torium upptäcktes 1829 av den svenske kemisten Jöns Jakob Berzelius och tillhör aktinidgruppen tillsammans med bland annat uran och plutonium. Torium är relativt vanligt förekommande i jordskorpan med en genomsnittlig halt¹ på 39 gram per ton (ppm) vilket är ca fyra gånger högre än halten uran. Torium har atomnummer 90 och är efter uran det tyngsta grundämne som förekommer naturligt i större mängder än spårmängder. Alla kända toriumisotoper är instabila och av de 27 kända toriumisotoperna så utgör den vanligaste isotopen, ²³²Th med en halveringstid på $1,4 \cdot 10^{10}$ år², i det närmaste 100 % av allt naturligt förekommande torium. Den näst vanligaste isotopen, ²³⁰Th, förekommer endast i spårmängder, har en halveringstid på 75 400 år och bildas vid sönderfallet av tyngre aktinider.

1.1. Förekomst

De primära toriumförekomsterna sammanfaller ofta med uranförekomster där olika metalloxider bildar mineralet pechblände. De relativa halterna av uran och torium kan variera avsevärt från nästan rena uranoxider till nästan rena toriumoxider. I det senare fallet kallas mineralet torianit och har sammansättningen ThO₂; den är dock mycket ovanlig. Nästan allt torium som framställs i dag kommer från sekundära förekomster, framför allt som biprodukt från brytning av den fosforbaserade mineralen monazit vid framställning av titan, tenn och sällsynta jordartsmetaller³. De största toriumproducenterna är Australien, Brasilien och Sri Lanka.



Figur 1: Monazitsand

Eftersom det inte finns samma ekonomiska intresse för toriumbrytning som för uranbrytning har det inte genomförts lika omfattande studier av den globala förekomsten av torium. De två större studier som har genomförts ger dessutom för vissa länder väldigt olika resultat. US Geological Survey, USGS, uppdaterar årligen sin

¹ Mineral Information Institute, <http://www.mii.org/>.

² ²³²Th sönderfaller genom den så kallade toriumkedjan som via ett antal relativt snabba sönderfall, där vissa isotoper är gammastrålande, avslutas i den stabila isotopen ²⁰⁸Pb.

³ Mineral Commodity Summaries, U.S. Geological Survey Publications, 2002.

bedömning av världens reserver som bygger på egna undersökningar och rapporterade mängder från nationella undersökningar. Resultatet för 2010 visas i tabell 1⁴.

Tabell 1: Globala toriumtillgångar 2010 enligt USGS.

Land	Uppskattade reserver (ton)
USA	440 000
Australien	300 000
Indien	290 000
Kanada	100 000
Sydafrika	35 000
Brasilien	16 000
Malaysia	4 500
Övriga länder	90 000

Rapporten från USGS tar upp kända primära källor och kända rikare sekundära förekomster. Utöver dessa förekomster uppskattar USGS att mer än 2 miljoner ton torium finns i primära förekomster där koncentrationen av kommersiellt brytvärda mineral över huvud taget är så låg att brytning inte kommer att ske om inte priset på torium ökar till följd av ökat intresse från energisektorn. USGS meddelar även att det kan förekomma i stora mängder i ännu utforskade områden i framför allt Australien, Indien och på Grönland.

En äldre studie som OECD/NEA presenterade 2008 ger en avvikande bild av hur toriumtillgångarna fördelar sig i världen. Tabell 2 visar resultatet av OECD/NEA:s studie⁵.

Tabell 2: Globala toriumtillgångar 2008 enligt OECD/NEA.

Land	Uppskattade reserver (ton)
Australien	19 000
USA	400 000
Turkiet	344 000
Indien	319 000
Brasilien	302 000
Venezuela	300 000
Norge	132 000
Egypten	100 000
Ryssland	75 000
Danmark (Grönland)	54 000
Kanada	44 000
Sydafrika	18 000
Övriga länder	33 000

Som det framgår av tabellen så innehåller OECD/NEA:s studie länder som USGS inte har rapporterat som toriumrika. Den australiska regeringen har rapporterat en avvikande siffra för landets toriumtillgångar, 489 000 ton i stället för OECD/NEA:s 19 000 ton⁶. Denna siffra har ifrågasatts av både USGS och OECD/NEA då den innefattar även ”uppskattade troliga” tillgångar. Om övriga länders toriumtillgångar

⁴ <http://minerals.usgs.gov/minerals/pubs/commodity/thorium/mcs-2010-thori.pdf>.

⁵ OECD/NEA & IAEA, 2008: Resources, Production and Demand.

⁶ http://www.australianminesatlas.gov.au/aimr/commodity/thorium_09.jsp.

skulle beräknas enligt samma metod skulle bland annat Brasiliens tillgångar öka till 1 300 000 ton och Indiens till 600 000 ton⁴.

1.2. Icke-nukleär användning

Torium har ett antal icke-nukleära användningsområden, men den globala förbrukningen har minskat under de senaste decennierna på grund av en ändrad syn på ämnets farlighet och miljöpåverkan. Det finns i dag ett stort toriumöverskott i världen då fler och fler användare av sällsynta jordartsmetaller, till exempel batteritillverkare, kräver en toriumfri råvara³ på grund av strålningen som materialet avger. Uppgifterna om hur mycket torium som produceras globalt per år varierar från några hundratals ton ner till några tiotals ton. En möjlig orsak till variationen kan vara att fler och fler länder klassar torium som miljöfarligt avfall från produktionen av andra metaller, vilket gör att mängden torium inte särredovisas. Trenden är dock utan tvekan dalande.

En tidigare stor användning av torium var som legeringsämne i magnesium för tillämpningar som kräver hög hållfasthet vid höga temperaturer och samtidigt låg vikt. Ett typiskt användningsområde var flygfarkoster där t.ex. motordelar och termiskt utsatta strukturella detaljer kan tillverkas i magnesium-torium-legeringar. Dessa legeringar namnges efter den amerikanska standardiseringsorganisationen ASTM:s kodifiering⁷ där bokstaven H betecknar legeringar som innehåller torium. En tidigare vanlig legering var HZ32 (3 % torium, 2 % zink) och ZH62A (6 % zink och 2 % torium). Eftersom toriuminnehållande legeringar är relativt svåra att gjuta och dessutom ställer höga miljökrav vid produktion, användning och skrotning så har de i stor utsträckning ersatts av andra typer av material, framför allt legeringar av magnesium och lantan samt yttrium och zirkonium.

En annan tidigare vanlig grupp av tillämpningar utnyttjade toriums låga arbetsfunktion, det vill säga den energi som det åtgår för att frigöra en elektron från metallens yta. Denna egenskap har utnyttjats i olika former av lampor (se figur 2) och katoder. Till exempel var tidigare magnetronerna i radaranläggningar belagda med torium. Återigen har torium i dessa tillämpningar i huvudsak ersatts med mer lätthanterliga material. Detsamma gäller för användningen i linser där toriums höga brytningsindex gav tunna linser som dock gulnade efter en tids användning på grund av alfastrålningens negativa inverkan på det underliggande glaset i linsen.

Torium används fortfarande inom några få icke-nukleära områden. Två av de viktigaste användningsområdena är svetsningselektroder och smältdeglar.

I vissa typer av TIG-svetsningselektroder tillsätts torium i liten mängd⁸. Elektroderna tillverkas av volfram med 1–2 % torium⁹, vilket ökar strömmen och svetsen blir mer lättstartad samtidigt som man får en renare svetsfog. Elektroden måste då och då skäras i spetsen vilket man gör via slipning. En minimal mängd av elektroden förbrukas även vid normal användning. Den beräknade stråldosen per år vid dagligt arbete som en elektrodslipare erhåller är 8 mSv och en svetsare mellan 0,2 och 5 mSv beroende på valet av svetsmetod¹⁰.

⁷ ASTM Standard Practice B 275 (Tabell 1).

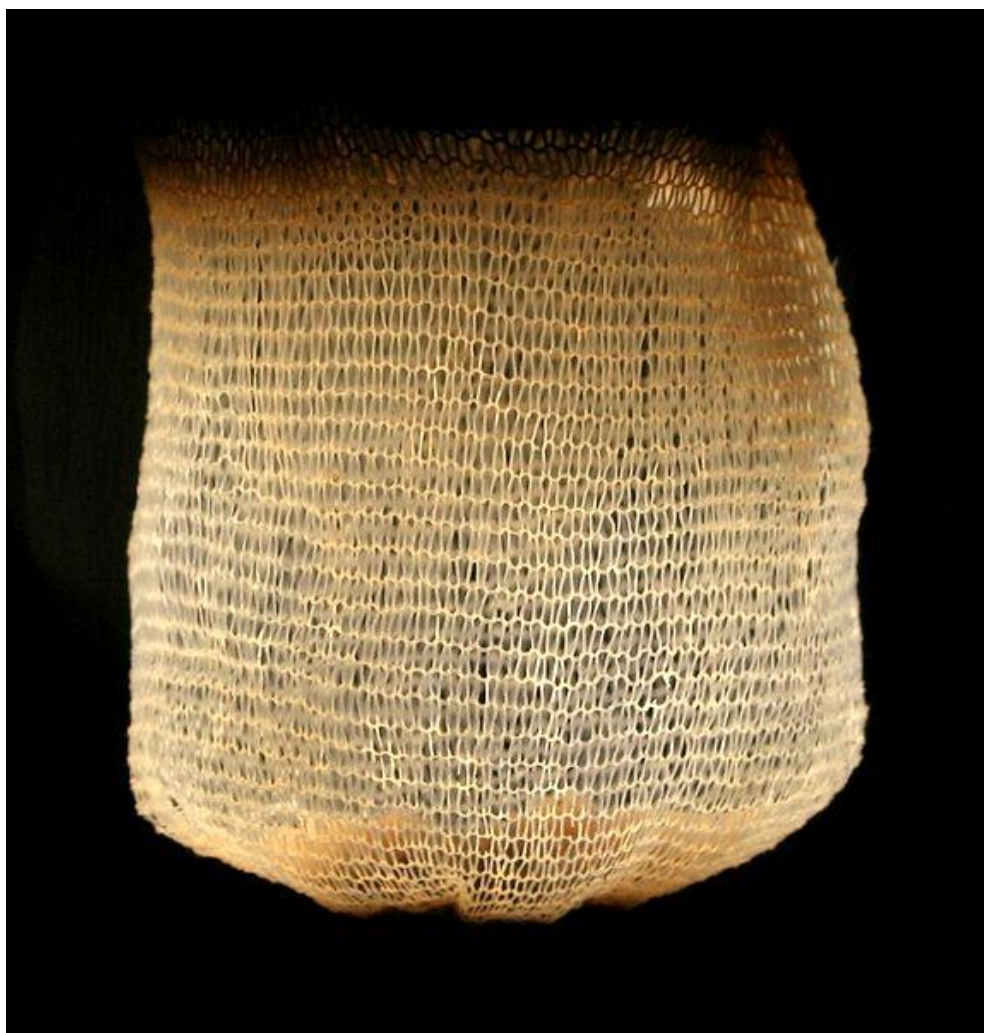
⁸ Inom TIG-svetsning förbrukas inte elektroden i någon större utsträckning eftersom den används till att smälta fyllnadsmaterialet i form av en metallstång på liknande sätt som gaslågan vid gassvetsning.

⁹ Elektroder med 1 % torium är märkta med en gul rand, de med 2 % med en röd.

¹⁰ Ludwig, T., Schwab, D., Seitz, G., and Siekmann, H. Intakes of Thorium While Using Thoriated Tungsten Electrodes for TIG Welding. *Health Physics*, 77 (1999) 462-469. Den högre dosen erhålls vid svetsning med växelström. Dosen kan minskas med effektiv ventilation eller andningsfilter eftersom den i huvudsak orsakas av luftburna partiklar.

Toriumoxid används vid tillverkningen av vissa typer smältdeglar som kan användas för smältning av metaller vid mycket höga temperaturer¹¹. Toriumoxid är den oxid som har högst smältpunkt, 3 300 °C, och smältdeglar tillverkade av det materialet kan användas för smältning upp till 2 300 °C. De är kemiskt stabila vid smältning av de flesta metaller, dock ej uran och plutonium.

Därutöver används små mängder toriumoxid som katalysator vid tillverkning av ketoner och svavel- och salpetersyra. Eftersom katalysatorer inte förbrukas i någon större utsträckning så är den årliga konsumtionen av torium för detta ändamål i det närmaste försumbar.



Figur 2: Toriumimpregnerad glödstrumpa till fotogenlampa.

¹¹ Richardson K.H., J. of the American Ceramic Society, 18 (1935) 65-69.

2. Toriums bränslecykel

Torium är i sig inte ett fissilt material och det kan inte användas direkt i en reaktor. I stället är ämnet ett så kallat bridmaterial¹², eller fertilt material, som kan omvandlas¹³ till den fissila isotopen ^{233}U . Omvandlingen kan ske i eller direkt bredvid en reaktor eller genom bestrålning med neutroner från någon annan källa. Processen beskrivs utförligare nedan.

2.1. Framställning av torium

Huvuddelen av all torium som framställs i dag uppstår som en biprodukt vid framställningen av andra metaller från monazitsand som det har nämnts ovan. Sanden löses upp i koncentrerad svavelsyra¹⁴. Toriumjonerna kan extraheras till en organisk fas som innehåller en alkylamin i en process, AMEX, som liknar PUREX-processen som används för separation av uran och plutonium från övriga ämnen¹⁵. I nästa separationssteg extraheras toriumjonerna ut från den organiska fasen med t.ex. nitratjoner, NO_3^- , eller klorid- och fluoridjoner, till en vattenfas varifrån ämnet kan tillvaratas. Processen kan med mindre ändringar även användas för toriummineral i oxidform, vilket är den form som ämnet ofta förekommer i, i primära fyndigheter. Toriummetall kan framställas genom reduktion med till exempel kalcium.

Till skillnad från till exempel uran och plutonium som förekommer i ett stort antal olika oxidationstillstånd, har torium bara två oxidationstillstånd¹⁶: neutralt Th och Th^{4+} . Detta gör toriums kemi relativt enkel.

2.2. Torium som fertilt material

Med undantag för vissa typer av snabba bridreaktorer (*Fast Breeder Reactor*) bidrar inte torium direkt till energiproduktionen utan ämnets uppgift är i stället att vara källan till det fissila materialet. ^{232}Th kan absorbera en neutron och omvandlas då till ^{233}Th som i sin tur beta-sönderfaller med en halveringstid på 23 minuter till ^{233}Pa , se figur 3. ^{233}Pa kan sedan i sin tur absorbera ytterligare en neutron eller beta-sönderfalla till ^{233}U som är den eftersträvade isotopen. Fördelningen mellan dessa två processer beror på neutronflödet och neutronernas energifördelning, men i en typisk reaktor kommer den absoluta huvuddelen att omvandlas till ^{233}U .

^{233}U är en fissil isotop vars egenskaper beskrivs närmare i kapitel 5. Som det framgår av figur 3 kan två olika saker hända om ^{233}U träffas av en neutron. Vid typiska termiska energier kommer kärnan att klyvas i 70 % av fallen och i de övriga kommer neutronen att absorberas vilket omvandlar kärnan till ^{234}U . ^{234}U är en fertil isotop som i sin tur kan absorbera en neutron och omvandlas till den fissila isotopen ^{235}U . Även ^{234}Pa kan via ^{234}U omvandlas till ^{235}U . Greningskvoterna för de olika processerna leder till övervägande del till fission. Av ^{235}U fissioneras typiskt över 90 % varför andelen tyngre aktinider – som utgör en stor del av doskällan på lång sikt i använt bränsle i den vanliga urancykeln – blir mycket låg om ^{232}Th används som fertilt material. Härdberäkningar liknande de som presenteras nedan visar att

¹² Enligt Svensk Standard SMS 2800 "Kärnenergiordlista" är bridmaterial den korrekta benämningen på ett material som används för att framställa ett fissilt material men benämningarna bridmaterial eller fertilt material förekommer också.

¹³ Lättare och tyngre toriumisotoper kan omvandlas till andra uranisotoper än ^{233}U men som det har framgått ovan så består naturligt torium av i princip isotoprent ^{232}Th .

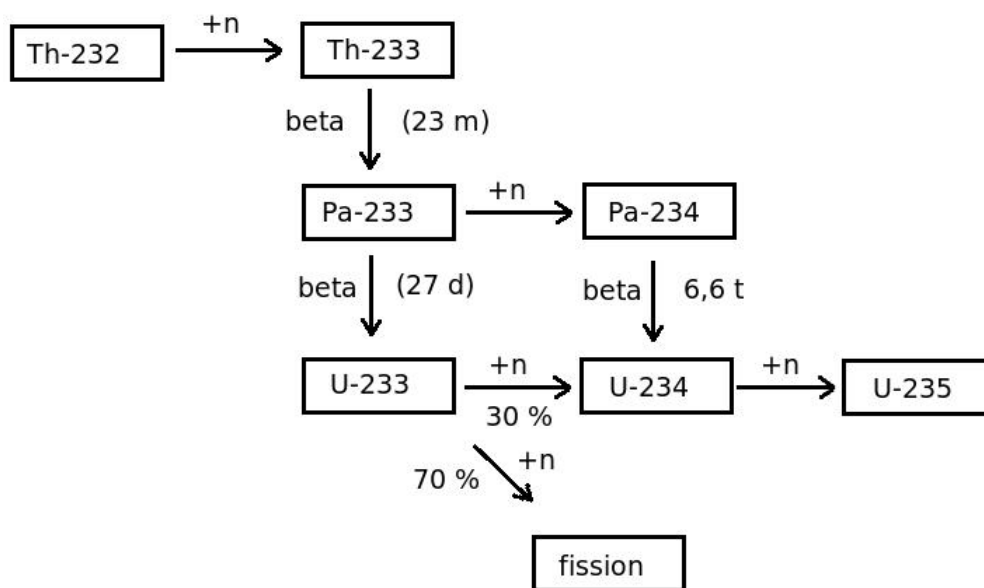
¹⁴ Crouse D och Brown K, Ind. Eng. Chem., 51 (1959) 1461–1464.

¹⁵ Se t.ex. Upparbetning av utbränt kärnbränsle, P. Andersson *et al.*

¹⁶ Hazen RM *et al.*, American Mineralogist, 94 (2009) 1293–1311.

ingen isotop tyngre än ^{235}U förekommer i mer än mikrogrammängder per ton i härden efter en utbränning¹⁷ på 24 GWd/ton om den laddas med 3 % ^{233}U och för övrigt ren ^{232}Th .

Den relativt långa halveringstiden för ^{233}Pa (27 dagar, vilket kan jämföras med ^{239}Np med 2,3 dagar), gör att viss försiktighet måste tillämpas. Den fördröjda omvandlingen gör att t.ex. reaktiviteten i en nyladdad hård med torium som fertilt material kommer att öka ganska kraftigt under de första månaderna vilket man måste ta hänsyn till vid konstruktionen av reaktorn så att tillräckliga säkerhetsmarginaler finns. På samma sätt kommer halten ^{233}U att öka i lagrat bränsle vilket kan leda till kriticitetsolyckor om marginalerna är för snålt tilltagna.



Figur 3: Omvandlingen från ^{232}Th till ^{233}U . Greningskvoten för ^{233}U är ett genomsnitt för typiska termiska neutronenergier.

Olika reaktortyper är olika effektiva på att omvandla fertilt till fissilt material. Effektiviteten beskrivs av konverteringsfaktorn C som definieras som kvoten mellan mängden omvandlat, nytt, bränsle och mängden förbränt bränsle. Om C är större än 1 producerar reaktorn mer fissilt material än vad som förbränns. På motsvarande sätt innebär ett värde mindre än 1 att mängden fissilt material i reaktorn minskar efter hand. Nettokonsumtionen av bränsle är proportionell mot $1 - C$. En reaktor med en konverteringsfaktor på 0,6 förbrukar sålunda dubbelt så mycket bränsle per enhet producerad energi som en reaktor med en konverteringsfaktor på 0,8.

Konverteringsfaktorn är direkt beroende av antalet neutroner som finns tillgängliga för att omvandla fertilt till fissilt material och ges av skillnaden mellan antalet producerade neutroner och antalet som antingen går förlorade eller förbrukas i kedje-reaktionen,

¹⁷ Utbränningen anges som produkten av effekten som reaktorn har levererat (t.ex. antalet gigawatt, GW) och den tid som bränslet har befunnits i reaktorn (t.ex. antalet dygn, d) delat med mängden bränsle (t.ex. antalet ton, t) vilket ger enheten GWd/ton.

$$C = e \times n - 1 - L,$$

där e är en faktor som kompenserar för de neutroner som produceras genom fission med snabba neutroner av det fertila materialet, n är neutronproduktionsraten och L andelen neutroner som går förlorade genom olika neutronabsorberande processer som inte ökar mängden fissilt material eller som lämnar reaktorn. Nettoproduktionsraten för neutroner i en bldreaktor av toriumtyp är jämnare över tiden – efter den initiala perioden då halten ^{233}U byggs upp till jämviktsvärdet – jämfört med traditionella reaktorer med anrikat uranbränsle. Vid fission av en ^{233}U -kärna går det effektivt åt två neutroner, en som omvandlar ^{232}Th till ^{233}U och en som klyver ^{233}U -kärnan. I en traditionell reaktor är det initialt huvudsakligen ^{235}U som klyvs vilket, eftersom den isotopen redan finns i bränslet, enbart kräver en neutron. Varefter tiden går så minskar andelen ^{235}U och en större andel av reaktiviteten beror på klyvning av ^{239}Pu som precis som ^{233}U först måste bridas, i detta fall från ^{238}U , vilket konsumerar ytterligare en neutron jämfört med klyvning av ^{235}U .

^{233}U har ett högre värde på n än ^{235}U vid termiska neutronenergier men samtidigt är e lägre för ^{232}Th än för ^{238}U . Sammantaget ger cykeln $^{233}\text{U}(^{232}\text{Th})^{233}\text{U}$ ett högre värde på produkten av e och n än $^{239}\text{Pu}(^{238}\text{U})^{239}\text{U}$. Här avser den första isotopen den fissila isotopen i bränslet, den andra isotopen anger den fertila isotopen som omvandlas till den tredje isotopen i uttrycket. För att maximera produkten bör neutronerna vara så termaliserade som möjligt. I grafit- och tungvattenmodererade reaktorer kan neutronerna modereras kraftigt utan att större neutronförluster uppstår i moderatoren. I lättvattenreaktorer gör förlusterna av neutroner till den lätta väteatomen att reaktorer med hög bränsle/vatten-kvot måste användas vilket ger en större andel epitermiska neutroner, det vill säga neutroner med en energi mellan 1 eV och 10 keV. Antalet producerade neutroner per fission orsakad av epitermiska neutroner är lägre för ^{235}U än för ^{233}U vilket gör att den senare isotopen är att föredra som bränsle i lättvattenreaktorer som ska omvandla torium till fissilt ^{233}U .

Den största neutronsänkan som påverkar L är parasitiska förluster till ^{233}Pa och fissionsprodukter såsom Xe och Sm. Neutronabsorption i ^{233}Pa leder inte bara till en förlust av neutroner utan även till förlusten av fissilt material eftersom ^{234}Pa sönderfaller till ^{234}U , som kräver ytterligare neutroner för att åter bli fissilt ^{235}U , det vill säga för varje kärna fissilt ^{235}U skulle reaktorn i stället kunna producera tre kärnor ^{233}U . Förlusterna till olika fissionsprodukter är svåra att kvantifiera exakt eftersom de beror på hur isotopfördelningen ser ut vilken i sin tur beror på reaktortypen och dess neutronspektrum. I snitt är minskningen av konverteringsfaktorn orsakad av förluster till fissionsprodukter i storleksordningen 0,02–0,03. Förlusterna till både ^{233}Pa och fissionsprodukter kan minskas avsevärt vid användningen av flytande bränslen, se nedan, om bränsleflödet renas från dessa. ^{233}Pa får sedan sönderfalla till ^{233}U avskilt från neutronflödet samtidigt som fissionsprodukterna kan hanteras separat och t.ex. deponeras.

En annan stor, men påverkbar, neutronsänka är reaktorns aktiva kontrollsystem som ofta utgörs av styrtavar tillverkade av eller impregnerade med ett kraftigt neutronabsorberande material. Vid normal drift i konventionella urandrivna reaktorer är stavarna i de flesta fall något inskjutna i reaktorn för att operatören ska kunna kompensera för minskad reaktivitet. Den minskning av konverteringsfaktorn som detta skulle leda till i en bldreaktor är så pass stor (och kraftigt beroende på den exakta reaktorkonfigurationen) att man i de flesta byggda eller planerade toriumreaktorer med fasta bränsleelement i form av stavar helt har frångått användandet av traditionella styrtavar som metod för att reglera reaktiviteten. I de flesta fall har i stället härden konstruerats så att delar av bränslet kan förskjutas i förhållande till resten av

härden för att på så sätt reglera reaktiviteten utan att för konverteringsfaktorn värdefulla neutroner går förlorade. De flesta typer av reaktorer drivna med ^{233}U reagerar på ett säkrare sätt jämfört med reaktorer med bränsle bestående av ^{235}U och ^{239}Pu vid lokala effektökningar, se nedan, vilket tillåter den längre responstiden som denna kontrollmekanism ger jämfört med konventionella styrtavar. Snabbstopp sker genom att bor- eller kadmiumhaltiga föreningar injiceras i kylmediet.

Olika reaktortyper har självfallet olika konverteringsfaktorer, men man kan generellt skilja på de reaktorer som har konstruerats för att i huvudsak generera kraft och de som är optimerade för att konvertera maximal mängd ^{232}Th till ^{233}U . Varje neutron som går åt till att klyva en fissil kärna minskar den mängd som finns tillgänglig för att konvertera torium. Den reaktortyp som har lägst teoretisk konverteringsfaktor är lättvattenmodererade tryckvattenreaktorer¹⁸ som kan ha en faktor så låg som 0,6. Tungvattenmodererade tryckvattenreaktorer, t.ex. de indiska PHWR, har en konverteringsfaktor på 0,81 för metalliskt bränsle och 0,87 för oxidbränsle. Gaskylda reaktorer av HTGR-typ (High Temperature Gas-Cooled Reactors) är i teorin ungefär lika effektiva med en konverteringsfaktor på 0,82. I praktiken är dock den uppmätta konverteringseffektiviteten betydligt lägre, och de två tidiga reaktorerna i Peach Bottom respektive Fort St. Vrain uppvisade konverteringsfaktorer så låga som 0,4–0,7 med en fallande tendens efterhand som mängden fissila isotoper minskade¹⁹.

I alla reaktorer med fertila material såsom ^{232}Th eller ^{238}U i form av fast bränsle måste bränslet upparbetas med regelbundna intervall, oavsett konverteringsfaktorns värde. I reaktorer med en konverteringsfaktor mindre eller större än ett kommer reaktiviteten till slut minska respektive öka så pass mycket att driften inte kan fortsätta. Även i en reaktor med en konverteringsfaktor på exakt 1 måste bränslet bearbetas eftersom bränslet påverkas av utbränningen, t.ex. genom utvidgning eller försämrad termisk tålighet. Efterhand som andelen ^{232}Th -kärnor minskar, kommer sannolikheten för att en neutron växelverkar med en parasiterande kärna i stället för med en toriumkärna att öka, varför konverteringsfaktorn minskar med tiden.

2.3. Upparbetning av toriumbaserat bränsle

Torium är en aktinid vars kemiska egenskaper i grunden liknar de hos uran och plutonium och därför kan en process som till stor del sammanfaller med den vanligaste metoden för upparbetning av uranbaserat bränsle, PUREX¹⁵, användas. Metoden kallas THOREX då den har anpassats för upparbetning av toriumbaserat bränsle.

Två viktiga faktorer tillkommer vid toriumupparbetning, nämligen hanteringen av ^{233}Pa och ^{232}U . ^{233}Pa sönderfaller till ^{233}U med en halveringstid på ca 27 dygn vilket gör att halten ^{233}U ökar med tiden i bränsle som nyligen avlägsnats från reaktorn. Som det framgår nedan krävs det för att även ^{233}Pa ska separeras från fissionsprodukterna att den kemiska miljön vid upparbetningsprocessen väljs på ett sådant sätt att även vissa oönskade ämnen följer med. Detta problem kan lösas genom att bränslet lagras upp till ett år så att den absoluta majoriteten av ^{233}Pa -kärnorna har sönderfallit till uran. Samtidigt har bränslet då hunnit svalna något och delar av strålningen från fissionsprodukterna har hunnit avklinga.

¹⁸ Kokvattenreaktorer är inte lämpliga att använda som bridreaktor på grund av reaktivitetens beroende på graden av kokning och hålrumsbildning (*void fraction*).

¹⁹ The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors, US AEC, WASH-1097.

THOREX²⁰ delar många processer med PUREX, både i fråga om utrustning och kemikalier, vilket är högst naturligt då torium liksom uran och plutonium tillhör aktinidfamiljen av grundämnen. De lättare av dessa har en liknande elektronstruktur med samma antal valenselektroner i icke-joniserat tillstånd, vilket gör att de kemiskt beter sig relativt lika. Processen inleds med att inkapslingen i form av bränsleelement eller ”*breeding blanket*”-inneslutning klipps upp. HTGR-reaktorer använder bränsle som är inkapslat i kol, kisel eller kiselföreningar i form av små kulor. Kulorna kan antingen krossas mellan valsar eller om de är gjorda av kol, eldas upp. I det senare fallet tar bränslet ingen skada eftersom ThO₂ tål mycket höga temperaturer, men vissa fissionsprodukter med låg kokpunkt förgasas. Rökgaserna måste därför tvättas, vilket är en komplicerad process. Om bränslet i kulorna är i form av toriumkarbider eller någon annan organisk form måste det behandlas med permanganat innan det kan gå till det efterföljande upplösningssteget.

När bränsleinkapslingen har behandlats så att bränslet är exponerat löses det upp i salpetersyra saltat med aluminiumnitrat på samma sätt som i PUREX. Lösningen blandas efter upplösningen med tributylfosfat, TBP, i någon form av motströms extraktionsprocess vilket överför uran- och toriumjoner till den organiska fasen. I det följande steget skiljer sig THOREX från PUREX. För att separera uran från torium utnyttjas toriumjonernas starkare affinitet för den sura vattenfasen genom att den organiska fasen får möta en vattenlösning med låg syrakoncentration där torium extraheras men inte uran som stannar i den organiska fasen. Plutoniumhalten är så pass låg att ämnet varken kan eller behöver avskiljas.

Om bränslet är så färskt att halten ²³³Pa inte har hunnit sjunka i någon större utsträckning måste även den isotopen avskiljas från syrafasen. Den kemiskt enklaste metoden är att pH-värdet sänks till mycket låga nivåer. Då kommer även de två fissionsprodukterna zirkonium och niob att överföras till den organiska fasen vilket inte är önskvärt. Därför är det lämpligare att låta ²³³Pa absorberas på MnO₂ eller vissa speciella typer av glas varifrån ämnet sedan kan tillvaratas genom lakning med oxalsyra.

I reaktorer med bränsle i form av flytande salt, se nedan, kan upparbetningen, eller snarare bearbetningen av bränslet ske under drift. Den mest lovande metoden bygger på att vismut legerat med små mängder torium tillsätts bränsleströmmen. Toriummetallen reducerar ²³³Pa till metall som kan samlas upp på nät av rostfritt stål. När isotopen har omvandlats till ²³³U kan uranet återföras till bränsleströmmen under drift i form av UF₆.

Effektiviteten vid toriumupparbetning är ca hälften av den vid uranupparbetning vilket skulle kräva dubbelt så stora anläggningar vid samma produktionskapacitet. Samtidigt innehåller processen färre steg då man inte behöver separera ut plutonium vilket å andra sidan minskar anläggningsstorleken.

²⁰ Proc. Thorium Fuel Cycle Symposium, TID-7650 (1962) 385-453; Blanco RE *et.al.*, Aqueous Processing of Thorium Fuels, ORNL-3219 (1962).

3. Toriumdrivna forsknings- och utvecklingsreaktorer

I princip ända sedan tidigt 50-tal har toriumbränsle anförts som ett alternativ till de mer traditionella urandrivna fissionsreaktorerna. Strikt sett är torium inte ett fissionsbränsle utan ett bridmaterial som kan omvandlas till ett fissilt material, i detta fall ^{233}U , se kapitel 5. Ett flertal olika sätt att göra detta har provats i olika forskningsreaktorer runt om i världen. Sammanfattningsvis kan det konstateras att en reaktor med tillhörande bränslecykelanläggningar baserade på toriumcykeln i princip är lika lätt (eller lika svår) att hantera som en reaktor baserad på uran eller plutonium. Det tillkommer vissa komplikationer samtidigt som vissa andra potentiella problem undviks. Nedan följer en genomgång av de viktigaste projekt som har genomförts och där det finns detaljer publicerade.

Utöver de nedan nämnda projekten så bedrivs det långt framskridna teoretiska studier²¹ angående möjligheten att byta ut upp till 20 % av bränslet i ryska lättvattenreaktorer av VVER-typ mot element som innehåller 5 % PuO_2 och 95 % ThO_2 vilket skulle öka den möjliga utbränningsgraden avsevärt samtidigt som delar av landets förråd av vapenplutonium skulle kunna användas för energiproduktion.

3.1. Molten-Salt Reactor Experiment

En av de tidigaste försöksreaktorerna med anknytning till toriumbränslecykeln var *Molten-Salt Reactor Experiment* (MSRE) som byggdes vid Oak Ridge National Laboratory i början av 60-talet²². Reaktorn laddades aldrig med torium men den drevs under flera år med ^{233}U och kunde i princip användas för bridning av fissilt bränsle från torium.

Arbetet med reaktorn inleddes 1960 med målsättningen att bygga en billig, enkel, robust och säker anläggning med samma material och teknologi som en eventuell framtida bridreaktor. Kunskap och erfarenheter från det samtida Aircraft Reactor Experiment effektiviserade utvecklingsarbetet och redan i juni 1965 var anläggningen klar att tas i drift. Resultatet blev en reaktor med 8 MW termisk effekt med grafitmoderering och olika salter i både det primära och sekundära kylsystemet.

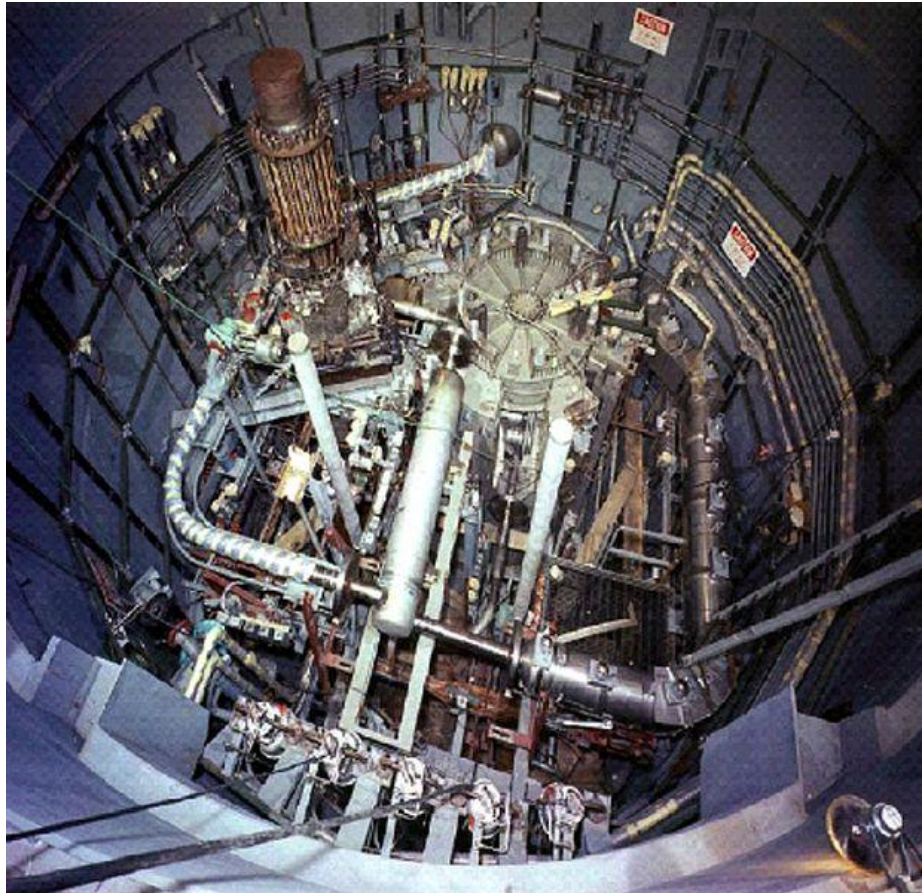
Saltet i primärkretsen bestod av en eutektisk²³ blandning av ^7LiF , BeF_2 , ZrF_4 och UF_4 , där huvuddelen utgjordes av ^7LiF och BeF_2 . Andelen UF_4 var mindre än 1 molprocent. Zirkonium användes som offermaterial för att undvika oxidering av uran till olöslig UO_2 vilket skulle kunna leda till att uran ansamlades i farliga koncentrationer i tankar och rör. Härden var naturligt kriticitetssäker eftersom en höjd kriticitet i härden ledde till en ökad värmeutveckling som i sin tur fick följden att saltlösningen utvidgade sig så pass mycket att mängden uran i härden minskade och systemets kriticitet följaktligen minskade. Det smälta saltet pumpades genom det primära och sekundära kylsystemet med hjälp av mekaniska pumpar tillverkade av den nickelrika legeringen Hastelloy-N. Samma material användes i rör och ventiler. Anläggningen var utrustad med portar för till- och bortförsel av saltlösning under drift vilket läm-

²¹ Se t.ex. Breza J *et al.*, *Annals of Nuclear Energy* 37 (2010) 685–690, och referenser däri.

²² Haubenreich PN och Engel JR, *Nuclear Applications and Technology*, 8 (1970) 118–136.

²³ En eutektisk blandning är en blandning med en minimal (eller i vissa fall maximal) smältpunkt.

par sig för inkoppling av sekundärkretsar för t.ex. avskiljning av fissionsprodukter eller tillförsel av torium.



Figur 4: Härden i MSRE sedd från ovan.

Reaktorn laddades initialt med 69 kg U anrikat till 32 % ^{235}U . Efter några initiala oplanerade stopp så drevs reaktorn i denna konfiguration i nästan två år innan den tömdes på det befintliga uraninnehållet på plats genom en fluoridiseringsprocess där uranet kunde tas ut som UF_6 . Notera att denna metod kan användas i liknande reaktorer för att tappa av ^{233}U även om anläggningen inte ursprungligen har byggts med separationsdel.

Reaktorn laddades slutligen med 35 kg ^{233}U i etapper under hösten 1968. Bränslet i form av UF_4 - ^7LiF -salt hade framställts i den närliggande Thorium-Uranium Recycle Facility och innehöll 220 ppm ^{232}U som var så pass gammalt (se kapitel 5) att strålningen från framför allt ^{212}Bi och ^{208}Tl gjorde bränslet mycket svårhanterligt. I december 1969 stängdes reaktorn av för gott och tester visade att de material som ingick i anläggningen inte hade påverkats på ett negativt sätt utöver det förväntade.

Försöket visade att det gick att bygga en reaktor som använde ^{233}U som bränsle under kontinuerlig drift. Även om anläggningen i detta fall inte konstruerades för bridning av torium till fissilt bränsle så tillåter reaktortypen detta. Dels kan torium placeras i direkt anslutning till reaktor där neutronflödet omvandlar ^{232}Th till ^{233}U som kan tas tillvara i en separat anläggning för att sedan tillföras reaktorn på det sätt som gjordes i MSRE. Dels kan torium finnas i den ursprungliga saltlösningen och/eller tillsättas *in situ* varefter ^{233}U skapas på plats.

3.2. Shippingport Atomic Power Station

1954 invigdes världens första helt civila kärnkraftsverk i Shippingport, Pennsylvania. Anläggningen hade ursprungligen en härd på 60 MW(e) (en andra härd installerades 1964) av traditionell PWR-typ. 1977 laddades den ursprungliga härden om med toriumbaserat bränsle²⁴. Bränslet utgjordes av ThO₂ blandat med 1–5 % ²³⁵UO₂ i en komplex matris där halten uran varierade beroende på bränsleelementens placering i härden. I de mer centrala delarna var den ursprungliga halten ²³⁵U högre vilket gjorde att reaktorn kunde starta så att mer fissilt material kunde produceras. Utanför denna zon fanns det en så kallad bridzon där halten ²³⁵U var lägre. Längst ut placerades nästan ren ThO₂ som reflektormaterial.

Under fem år, till hösten 1982, producerade anläggningen el och värme till konsumenter som förut, innan den stängdes av för att bränslet skulle kunna undersökas. Den ansågs då fortfarande vara ekonomiskt lönsam. Viss anpassning av härden och bränsleelementen gjordes vid omladdningen för att förbättra neutronbudgeten, bland annat så byttes vissa material ut mot andra med lägre tvärsnitt för neutroninfångning. Det med tiden varierande neutronspektrumet hanterades med hjälp av i höjdled flyttbara bränsleelement i stället för de vanligare neutronabsorberande styrstavarna vilka skulle ha påverkat den magra neutronbudgeten för mycket.

Efter avstängningen genomfördes en noggrann analys av bränslet där över 1000 bränslestavar mättes med oförstörande metoder för att bränslets sammansättning som funktion av läge i härden skulle kunna fastslås. Dessutom löstes 17 stavar upp för att man skulle kunna bestämma innehållet av stabila ämnen. I de centrala zonerna hade halten fissilt material sjunkit marginellt jämfört med den ursprungliga sammansättningen samtidigt som den hade mer än fördubblats i delar av bridzonen. Sammantaget hade halten fissilt material i form av ²³³U och ²³⁵U ökat med 1,7 % jämfört med halten ²³⁵U vid laddning. Man ska ta i beaktande att under tiden producerade reaktorn över 1 miljon MWh elkraft under nästan 30 000 så kallade fullkraftstimmar. Detta kan jämföras med situationen att bränsletanken på en bil skulle innehålla mer bensin efter en långtur än innan.

Analysen av härden, kyl- och kontrollsystemet gav vid handen att reaktorn inte hade påverkats av det nya bränslet. Dock upptäcktes det att den begränsade neutronbudgeten krävde mycket noggranna beräkningar av den exakta bränslekonfigurationen vilket försvårade konstruktionen av härden och tillverkningen av bränslet. Detta skulle fördyra konstruktionen av nya härdar så pass mycket att de enligt 1982-års kostnadsläge skulle bli kommersiellt ointressanta. Dessutom krävde användandet av lättvatten och torium att avståndet mellan bränsleelementen minskades jämfört med en vanlig PWR vilket minskade vattnets kylkapacitet, vilket i sin tur gjorde det svårare att skala upp härden till en större modell med högre effekt. Beräkningar visade att den använda typen av bränsleknippen kunde användas i härdar på upp till 1000 MW termisk effekt vilket då bedömdes vara för lite.

3.3. HTGR-liknande reaktorer

Torium har använts som bridmaterial i ett antal gaskylda högttemperaturreaktorer (*High Temperature Gas-Cooled Reactors*, HTGR, även *Very High Temperature Reactors*, VHTR). Reaktortypen finns i flera varianter där såväl bränslekonfigurationen som valet av gas i primärkretsarna kan variera. En av de tidigaste reaktoreorna

²⁴ Olson GL, McCardell RK och Illum DB, Fuel Summary Report: Shippingport Light Water Breeder Reactor, INEEL/EXT-98-00799, Rev. 2.

som använde torium var den tyska AVR-reaktor²⁵ (*Atom Versuch Reaktor*) i Jülich som var en heliumkyld kulbäddsreaktor (*pebble bed*) på 46 MW(th) som var kritisk med korta avbrott mellan 1967 och 1988. Reaktorns huvudsyfte var bränsleutveckling, vilket medförde att ett stort antal olika bränslesammansättningar användes under åren. Grundkonfigurationen, ca 100 000 stycken 6 cm stora grafitkulor, var dock i stort sett oförändrad under åren. En typisk bränslesammansättning vid laddning var antingen ca 10 g uran varav 1 g ²³⁵U per kula eller 5–10 g torium.



Figure 5: Kulformat bränsleelement för användning i HTGR-reaktorer.

Reaktorn drogs med överhettningssproblem under delar av driftstiden och när demonteringsarbetet påbörjades 2010 så framgick det att reaktorinneslutningen delvis hade spruckit och ca 200 bränslekulor hade fastnat i olika sprickor. Inneslutningen kommer därför mellanlagras i minst 60 år innan arbetet kan fortsätta. Kostnaden för arbetet, inklusive dekontamineringen av omgivande mark, beräknas vida överstiga bygg- och driftskostnaden.

AVR följdes i dåvarande Västtyskland av THTR-300²⁶ (*Thorium High Temperature Reactor*), som i stora delar var en uppförstorad variant av AVR. Effekten var 750 MW(th), 300 MW(e), och härden blev kritisk första gången 1983. År 1987 började anläggningen leverera elkraft till kraftnätet. Bränslet var av samma typ som det som testades i AVR. Trots att anläggningen var en teknisk framgång så stängdes reaktorn av hösten 1989 på grund av höga driftskostnader jämfört med mer traditionella reaktortyper kombinerat med ett ökat motstånd mot kärnkraft i Tyskland.

Liknande reaktorer har driftsatts i England (Dragon, forskningsreaktor), USA (Peach Bottom och Fort St. Vrain, kraftproducerande forskningsreaktorer) och Nederländerna (avancerad forskningsreaktor). Forskningsreaktorerna har varit av så kallad *breed-and-feed*-typ där torium ingår i det ursprungliga bränslet och det ²³³U som bildas förbränns på plats utan någon separation och efterföljande bränsletillverkning.

²⁵ Moormann R, *Kerntechnik*, 74 (2009) 8-21.

²⁶ Wachholz W, IWGGCR--19, 61-70; Dietrich G; Neumann W och Roehl N, IAEA-TECDOC--1043, 9-15.

Reaktorn i Nederländerna använde med framgång ett homogent bränsle i vattenlösning under 3 år.

De kraftproducerande HTGR-reaktorerna i USA var dock mindre framgångsrika på grund av alltför komplicerade värmeväxlare, där vatten som har använts som tätningsmedel mellan cylinderväggarna och rörliga kolvar som kompenserar för tryckändringar i reaktorn, har läckt in i systemet.

4. Indien

Indiens intresse för toriumbaserad kärnkraft drivs av landets relativt små tillgångar på uran jämfört med landets toriumreserv²⁷. Indien har kända uranreserver (*Reasonably Assured Resources*, RAR) på 54 000 ton och uppskattade reserver på ytterligare 23 000 ton²⁸ vilket kan jämföras med reserven av torium som uppskattas uppgå till mellan 290 000 och 600 000 ton, se avsnitt 1.1. Landet har därför startat ett projekt som i tre steg ska balansera behovet och tillgången på nukleära bränslen.

I det första steget används PHWR-reaktorer för att producera plutonium (och el-kraft) som sedan kan användas i det andra steget. De indiskkonstruerade PHWR-reaktorerna bygger på samma principer som CANDU-reaktorer (*Canadian Deuterium-uranium*) och delar många tekniska lösningar. Reaktortypen drivs med naturligt uran och bränslet kan bytas under drift. För att optimera neutronspektrumet byts bränsleelementen i den centrala zonen ut mer sällan jämfört med de i den yttre regionen vilket ger en jämnare neutronfördelning. Detta kan man bara göra under normal, stabil drift så vid den initiala bränsleladdningen byts i stället ett fåtal element i den centrala regionen ut mot element tillverkade av utarmat uran vilket ger en motsvarande reaktivitetssänkning. I sin ambition att använda torium där så är möjligt har man i det indiska kärnenergiprogrammet i några reaktorer i stället ersatt element med toriumelement²⁹. I en typisk konfiguration har ca 35 av 3672 bränsleelement bytts ut och det ²³³U som bildats har tagits till vara.

I det andra steget, som ännu bara är på forsknings- och prototypstadiet, utnyttjas det plutonium som tagits tillvara från steg 1 som bränsle i snabba bridreaktorer (*Fast Breeder Reactors*, FBR). Det relativt hårda neutronflödet från härden omvandlar ²³⁸U eller ²³²Th som placeras i en heterogen konfiguration runt härden till ²³⁹Pu respektive ²³³U. I försöksreaktorn FBTR³⁰ (*Fast Breeder Test Reactor*) vid IGCAR (*Indira Gandhi Center for Atomic Research*), Kalpakkam, har bara försök med uran genomförts, men i den prototypreaktor som är under uppförande vid samma forskningsanläggning och som planeras tas i drift under vintern 2010–2011 ska även torium användas. Ytterligare fyra reaktorer av samma typ, PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*), ska enligt den indiska regeringens planer uppföras innan 2020³¹. Till 2052 ska antalet reaktorer mångdubblas enligt samma planer.

PFBR-reaktorer är relativt ineffektiva toriumproducenter samtidigt som kostnaden är hög och tekniska riskerna stora³², framför allt för läckage av det metalliska kylmedlet och skador på pumpar och ventiler. Till den initiala bränsleladdningen av en PFBR-härd krävs det ca 1,9 ton plutonium och årligen ytterligare 1 ton vid bränslebyten. Om det uttagna bränslet upparbetas kan 630 kg plutonium återanvändas vilket ger en årlig förbrukning på 370 kg. Samtidigt produceras enbart 390 kg fissilt material i den omgivande manteln vilket gör nettoökning i det närmaste försumbar. I dag är produktionen av plutoniumbränsle från upparbetat bränsle från PHWR-reaktorer så pass liten att huvuddelen av det genererade bränslet från existerande PFBR-reaktorerna kommer att behövas för att förse nya PFBR-reaktorer med bränsle. Det kan dock noteras att PFBR-reaktorerna enligt beräkningar³² är utmärkta

²⁷ Shaping the Third Stage of Indian Nuclear Power Programme, Department of Atomic Energy, India.

²⁸ <http://www.world-nuclear.org/info/inf53.html>.

²⁹ Mishra S, Modak RS och Ganesan S, *Annals of Nuclear Energy*, 36 (2009) 948-955.

³⁰ Ramana MV, *Science and Global Security*, 17 (2009) 54–67.

³¹ <http://www.hinduonnet.com/2005/09/07/stories/2005090704781300.htm>.

³² Glaser A och Ramana MV, *Science and Global Security*, 15 (2007) 85-105.

för att producera plutonium av vapenkvalitet. Om alla tillgängliga positioner för omvandling av fertilt material fylls med ^{238}U så kan en sådan reaktor producera 140 kg plutonium per år med en ^{239}Pu -halt på ca 97 %.



Figur 6: Den första PFBR-reaktor under uppförande i Kalpakkam.

För att lösa problemet med tillgång på bränsle så har ett tredje steg föreslagits där modifierade³³ PHWR-reaktorer kallade AHWR²⁷ (*Advanced Heavy Water Reactor*) laddas med en blandning av två olika bränsleelement, dels en typ som innehåller $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ och dels en som innehåller $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$, se kapitel 5. Hela härden väger 13,8 ton varav 200 kg är plutonium vid laddning³⁴. Reaktortypen ska även kunna använda andra typer av bränslen utan torium. Torium ska omvandlas *in situ* så att en utbränning på i snitt 34 GWd/ton uppnås innan reaktorn behöver laddas om. Utbränningen i de element som innehåller plutonium är något lägre än genomsnittet och efterhand som bränslet förbrukas minskar halten ^{239}Pu med över 90 %, samtidigt som mängden tyngre plutoniumisotoper ökar, vilket gör det använda bränslet oanvändbart som vapenmaterial. Det använda bränslet ska sedan upparbetas så att torium och ^{233}U kan tas till vara samtidigt som det kvarvarande plutoniumet antingen kan användas som PFBR-bränsle eller AHWR-bränsle. Vid en omladdning har ca 1,4 ton torium omvandlats till ^{233}U varav 850–1000 kg har förbränts under tiden³⁵ om 60–70 % av energin³⁶ kommer från fission av ^{233}U . Sålunda skulle denna reaktortyp kunna användas för att omvandla för kärnvapenproduktion oanvändbart reaktorplutonium till i princip användbart ^{233}U .

³³ Bland annat har kylmedlet bytts ut mot lättvatten (moderatorn utgörs fortfarande av tungt vatten) och bränsleelementen har packats tätare.

³⁴ R.K. Sinh, och A. Kakodkar, *Nuclear Engineering and Design*, 236 (2006) 683-700.

³⁵ Detta förutsätter en konverteringsfaktor på 1,05 vilket ligger i linje med de teoretiska värden som har rapporterats för AHWR-reaktorer och som har observerats i HTGR-reaktorer. Dock uppskattar M.V. Ramana (se ovan) att den förväntade faktorn snarare ligger i storleksordningen 0,6-0,7 vilket skulle påverka bränslebudgeten avsevärt och kräva betydligt mer plutonium i härden. Notera att omladdningen sker kontinuerligt och inte satsvis som i räkneexemplet.

³⁶ http://www-nds.iaea.org/workshops/smr1944/Participants/29-May-Thu/Amit_Thakur.ppt.



Figur 7: Modell av en reaktortank av AHWR-typ.

Ännu har ingen reaktor av AHWR-typ byggts. Enligt den indiska regeringens planer ska den första reaktorn uppföras under den så kallade elfte planeringsperioden som infaller under 2007 till 2012³⁷. Så vitt det är känt internationellt har inget konstruktionsarbete påbörjats men anläggningen placeras troligen vid BARC utanför Bombay där en mindre försöksanläggning har byggts och som används för att undersöka och utveckla koncept, material och utrustning för AHWR³⁸.

Det indiska toriumprogrammet är omfattande och täcker allt från prospektering och brytning till upparbetning och avfallshantering. Den uttalade genomförandeplanen rimmar relativt väl med målet att göra landet mindre beroende av uran samtidigt som energiproduktionen skulle öka avsevärt. Vid en närmare granskning framgår det att vissa delar av programmet passar in mindre väl. Framför allt är utbytet av ²³³U från det andra stegets PFBR-reaktorer så pass lågt under överskådlig tid att mängden inte räcker till de nödvändiga ca 250 kg per AHWR-reaktor och bränsleladdning. Samtidigt är priset per producerad kWh el nästan dubbelt så högt³² som för el producerad i PHWR-reaktorer om kostnaden för byggnation, drift och bränsle fördelas över reaktorns hela förväntade livslängd. Till detta kommer kostnaden för att upparbeta bränslet som kommer från det första stegets PHWR-reaktorer, produktionen av PFBR-bränsle och till slut upparbetningen av bränslet från dessa reaktorer. Skillnaden mellan de två bränsletyperna (oxider i PWHR och AWHR, jämfört med karbider i PFBR) gör att så stora delar av upparbetningsprocessen skiljer sig åt att separata anläggningar krävs.

Samtidigt ska AHWR-reaktorerna kunna drivas med enbart (Th-Pu)O₂ och det nödvändiga plutoniumet kan fås från PHWR-programmet³². Det kan mycket väl finnas andra legitima skäl, inte minst nationell stolthet och personliga agendor hos enskilda beslutsfattare och forskare, men det finns få praktiska eller ekonomiska skäl som talar för det andra steget i det indiska toriumprogrammet.

³⁷ <http://www.hindu.com/2008/04/09/stories/2008040959691700.htm>.

³⁸ http://www.naweb.iaea.org/naweb/physics/research_reactors/database/.

5. Toriumreaktorers hård

För att undersöka härdegenskaperna hos toriumreaktorer har hårdberäkningar genomförts. Flera olika koncept har presenterats för framtida toriumreaktorer. Dessa kan grovt delas in i två huvudsakliga typer, homogena och heterogena reaktorer. I en homogen reaktor är bränsleelementen praktiskt taget identiska i hela härden. Variationer i t.ex. anrikningsgrad kan förekomma men bränsleelementen skiljer sig i allmänhet inte från varandra. Däremot innehåller varje bränsleelement både fissilt och fertilt material. I en heterogen reaktor är härden indelad i flera regioner. En heterogen reaktorhård har en eller flera fissila regioner samt en eller flera fertila regioner (breeder blanket). På senare tid har forskning bedrivits främst med inriktning på homogena toriumreaktorer. Vidare kan toriumreaktorerna delas in i modeller avsedda för öppen respektive sluten bränslecykel. Skillnaden mellan en öppen och en sluten bränslecykel är att i den slutna cykeln upparbetas och återanvänds det använda bränslet, medan bränslet i den öppna cykeln inte återanvänds utan deponeras. En sluten bränslecykel, där det använda kärnbränslet upparbetas och återanvänds, förefaller vara den mest troliga tekniken för framtida toriumreaktorer. Reaktorer utformade för sluten bränslecykel kan även användas för öppen bränslecykel. För att uppnå högre grad av energiutvinning då det använda bränslet inte upparbetas används annorlunda bränslesammansättning med låganrikat uranbränsle, $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$, i stället för ^{233}U och ^{239}Pu .

En typisk homogen toriumreaktor påminner om en PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor). Varje bränsleelement består av koncentriska ringar av bränslestavar där varje lager innehåller olika typer av bränsle. Olika lager kan exempelvis innehålla torium samt plutonium eller uran. Bränsleelementen är vanligtvis vertikalt placerade i kylkanaler. Kylmediet utgörs av lättvatten och i regel tillåts ångbildning så att en axiellt varierande voidhalt uppstår. Bränslesammansättningen i de olika elementen varierar därför beroende på position i härden för att kompensera för skillnaderna i moderering (lägre andel fissilt material i reaktorns övre del, där voidhalten är högre). Varje kylrör omges av ett rörtanksrör³⁹ med mellanliggande gasspalt. Mellan calandriarören finns moderatoren, som i sin tur omges av en hårdinneslutning.

För att undersöka bränslesammansättningens förändring under en bestrålningscykel har en homogen toriumreaktor modellerats (reaktorbeskrivning i kapitel 5.1). Ett bränsleelement består av tre koncentriska ringar av bränslestavar. Det innersta ringlagret består av torium- och urandioxid, det mellersta lagret består också av torium- och urandioxid (^{233}U) men med högre andel urandioxid och det yttersta lagret består av torium- och plutoniumoxid. I alla tre lagren transmuteras torium till ^{233}U . I det yttersta lagret förbränns även plutonium.

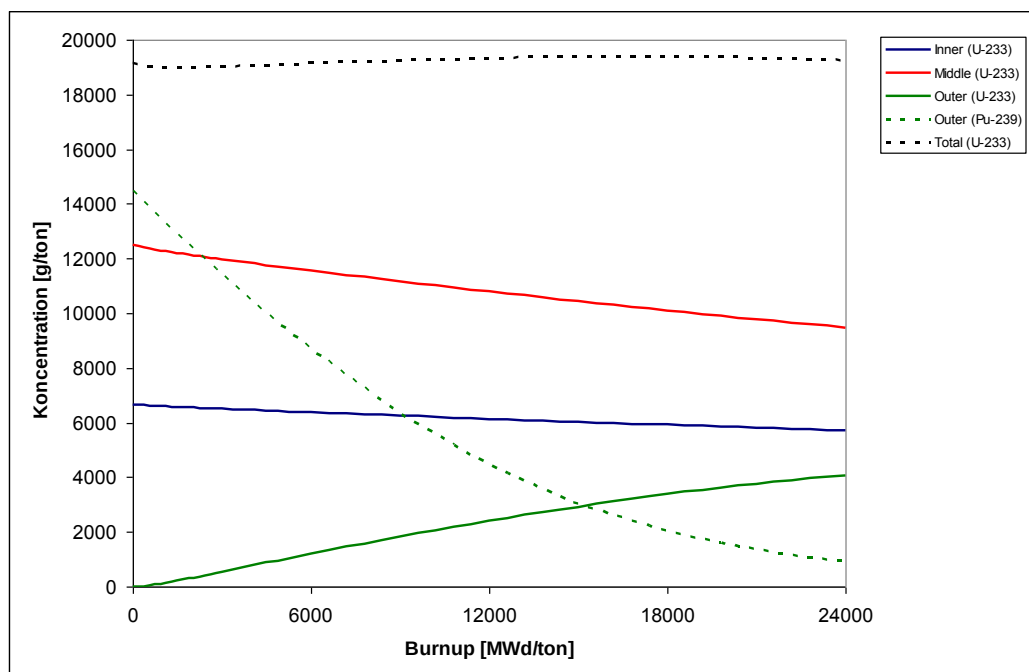
I en traditionell reaktor som använder sig av bränsle bestående av ^{235}U och ^{238}U ger bestrålning av ^{238}U upphov till produktion av ^{239}Pu . Under första delen av bestrålningsperioden sker en nettoupbyggnad av plutonium som sedan förbränns under den senare delen. Vapenplutoniumproducerande reaktorer är konstruerade för att anpassa ett antal systemparametrar och därmed optimera mängden plutonium som på så sätt bildas. Toriumreaktorn innehåller inte ^{238}U och producerar därmed endast plutonium i extremt små mängder (hundradels μg per ton). Däremot ges en liten nettoproduktion av ^{235}U (några gram per ton). Det plutonium som vid laddning förekommer i ytterlagren av bränsleelementen konsumeras nästan fullständigt under en driftscykel och det förekommer ingen period under bestrålningsperioden då en nettoupbyggnad sker. Efter ca en sjundedel av en bestrålningsperiod understiger andelen plutonium som utgörs av ^{239}Pu 90 % och vid bränslebyte är andelen endast ca 20 %. I pluto-

³⁹ Eng. calandria tube.

niumlagret sker emellertid en uppbyggnad av ^{233}U . Förändringen i bränslets sammansättning under bestrålningsperioden kan ses i tabell 3 och figur 8.

Tabell 3: Mängd fissilt material vid laddning och urladdning av typisk toriumreaktor (kg per ton tungmetall). Vid laddning utgörs resten av bränslets vikt av torium.

	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
Laddning	19.2	0	14.5
Urladdning	19.3	0.08	0.9



Figur 8: Förekomst av fissila nuklider i ett ton bränsle som funktion av utbränning för det inre (blå), mellersta (röd) och yttre lagret (^{233}U grön, ^{239}Pu grön streckad) samt total mängd ^{233}U i alla lager (svart streckad).

Reaktorn kan som tidigare nämnts även användas i en öppen bränslecykel. Till skillnad från den slutna bränslecykeln används då inte ^{233}U och ^{239}Pu som bränsle vid laddning. I stället används låganrikat uran blandat med torium. Den anrikning som används har angivits till 19,75 % ^{235}U . Förhållandet mellan uran och torium kan varieras men högre andel uran ger möjlighet till högre utbränning i bränslet, och därmed större mängd utvunnen energi per ton bränsle. Beräkningar har även genomförts för öppen bränslecykel med uranhaltarna 15,4 % och 21,3 %, se tabell 4. Till skillnad från den slutna bränslecykeln förekommer inget plutonium i bränslet vid laddning utan fissionsenergin härrör initialt från klyvning av ^{235}U . Under drift bildas och fissioneras ^{239}Pu , som i en traditionell reaktor. Därtill bildas ^{233}U från ^{232}Th som också fissioneras och ger ett energibidrag.

Tabell 4: Toriumreaktor med låganrikat uranbränsle. De viktigaste isotoperna i bränslet i kg per ton tungmetall vid laddning och urladdning för bränsle med 15,4 % respektive 21,3 % uran.

	^{232}Th	^{233}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	Σ
Laddning	846	0	30	124	0	1000
Urladdning	825	10	6,8	120	0,6	962

	^{232}Th	^{233}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	Σ
Laddning	787	0	42	171	0	1000
Urladdning	748	11	2,3	161	0,7	923

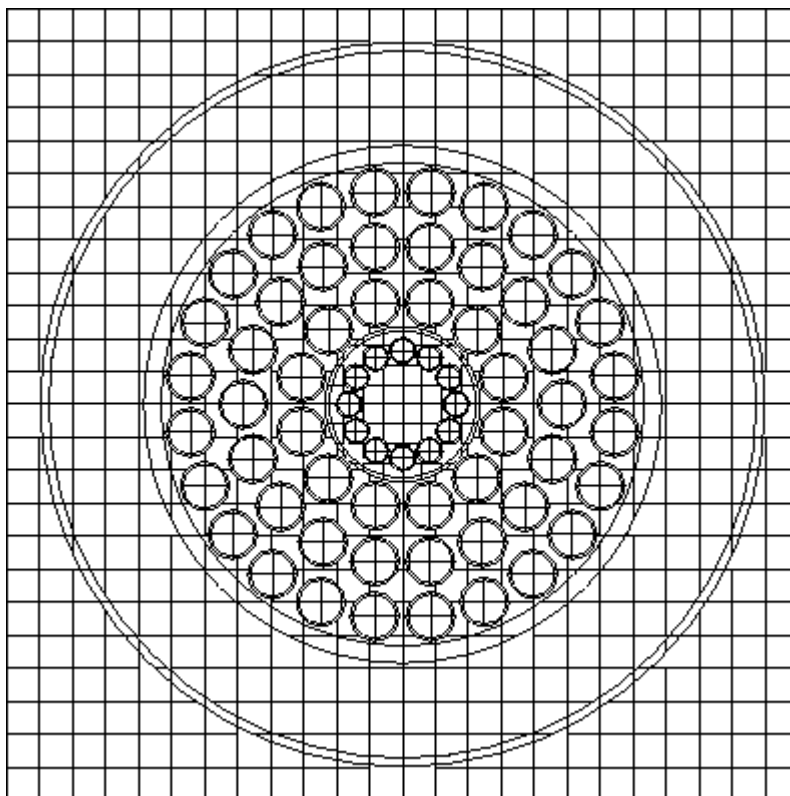
5.1. Reaktorbeskrivning

Den reaktor som används som underlag för beräkningarna är en modern indisk toriumreaktor med en elektrisk effekt på 300 MW⁴⁰. Reaktorn är baserad på PHWR-konceptet och har många gemensamma drag med detta. Härden är ca 7 m i diameter och ca 5 meter hög och innehåller ca 500 vertikala kanaler varav ca 450 rymmer bränsleelement. Varje bränsleelement innehåller 54 bränslestavar arrangerade i tre koncentriska ringar. Den yttersta ringen består av 24 stavar med (Th-Pu)O₂. Andelen plutonium varierar från 2,5 viktsprocent i toppen till 4,0 viktsprocent i botten med en genomsnittlig andel av 3,25 viktsprocent. Den mellersta och innersta ringen består av (Th-U)O₂ med 18 stavar med 3,75 respektive 12 stavar med 3,0 viktsprocent ^{233}U . Den allra innersta ringen består inte av bränslestavar utan av zirkonium/dysprosiumstavar. Bränslet är inneslutet i en kapsling av zirkalloy. En schematisk bild av ett bränsleknippe visas i figur 9.

5.2. Bränsle

I traditionella tungvattenreaktorer används vanligtvis uranbränsle med naturlig eller nära naturlig isotopfördelning. Neutronegenskaperna hos de nuklider som används i AHWR skiljer sig emellertid från de isotoper som utgör naturligt uran vilket medför att högre andel fissilt material behövs för att upprätthålla kriticitet. ^{233}U har något lägre fissionstvårsnitt för termiska neutroner än ^{235}U men avger något fler neutroner per fission. Den avgörande skillnaden är att ^{232}Th har betydligt högre neutroninfångningstvårsnitt än ^{238}U . I traditionellt bränsle bildar ^{238}U vid neutroninfångning ^{239}Pu , som framför allt har högre fissionstvårsnitt men även avger något fler neutroner vid fission än ^{233}U . Neutronekonomin i en toriumreaktor blir sämre varför större andel ^{233}U , stavar med plutoniumbränsle, eller en kombination därav används.

⁴⁰ Sinha, R.K., Kakodar, A., Design and development of the AHWR – the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 683-700.

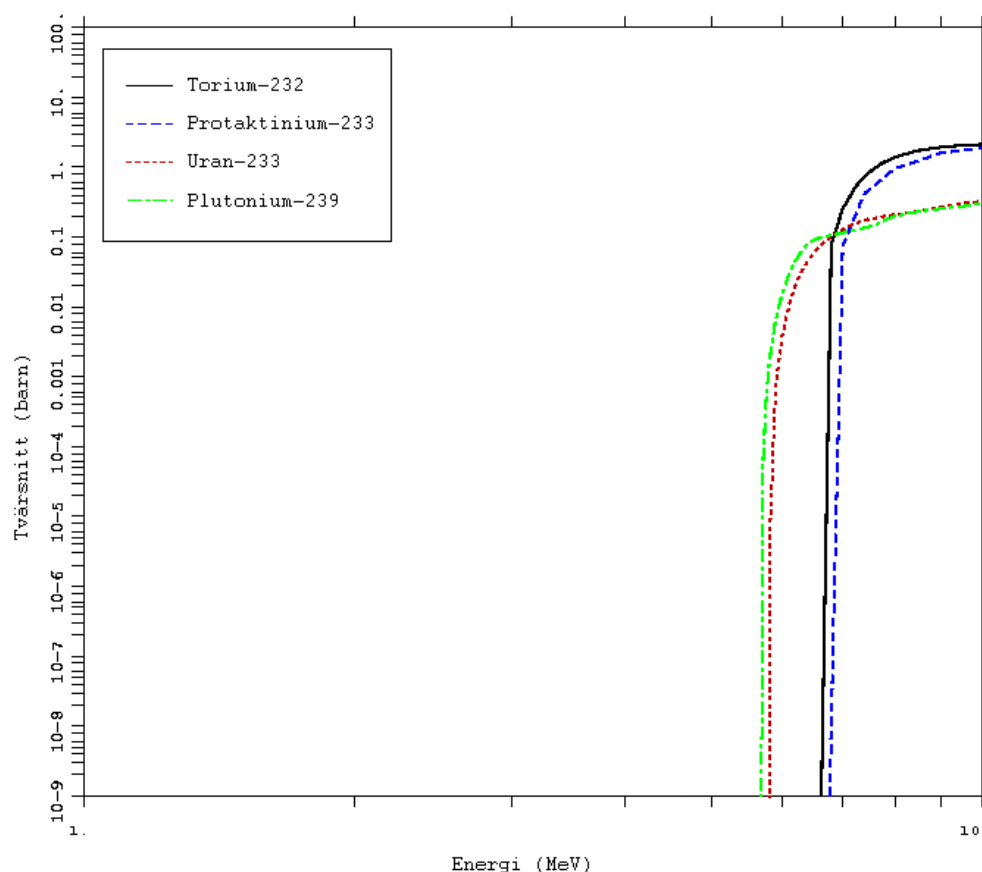


Figur 9: Tvärsnitt av bränsleknippe för AHWR.

5.3. Använt bränsle

Den öppna och slutna bränslecykeln använder olika bränslesammansättningar. Följaktligen skiljer sig isotopsammansättningen i det använda bränslet mellan de olika fallen. Kärnbränsle avsett att användas för tillverkning av kärnladdningar upparbetas för att separera det fissila materialet från övriga ämnen. Aktiva fissionsprodukter och andra ämnen som är olämpliga vid laddningsframställning avlägsnas därigenom kemiskt. Aktinider med negativa egenskaper, huvudsakligen isotoper av de ämnen som används för laddningstillverkning, finns emellertid kvar.

Den slutna bränslecykeln, där bränslet vid laddning består av ^{232}Th , ^{233}U och ^{239}Pu , genererar efter användning bränsle som huvudsakligen består av ^{232}Th och ^{233}U eftersom plutoniumet konsumeras medan ungefär lika mycket uran bildas som konsumeras. Därtill bildas en del tyngre uran- och framför allt plutoniumisotoper genom neutroninfångning. Dessutom bildas genom (n,2n)-reaktioner små mängder lättare isotoper, däribland ^{232}U och ^{238}Pu . Dessa två nuklider kan trots den låga koncentrationen ha stor betydelse för det använda kärnbränslets egenskaper. ^{232}U har en halveringstid på 68,9 år och ger upphov till en serie kraftigt gammastrålande dotternuklider. ^{238}Pu har en halveringstid på 87,7 år och är en kraftig neutron- och alfa-strålare. Då det rör sig om uran- och plutoniumisotoper kan dessa nuklider inte isoleras genom upparbetning och deras närvaro i upparbetat bränsle gör hantering av det fissila materialet problematisk i strålskyddsavseende.



Figur 10: Tvärsnitten för (n,2n)-reaktioner uppvisar tydliga trösklar kring 6 MeV.

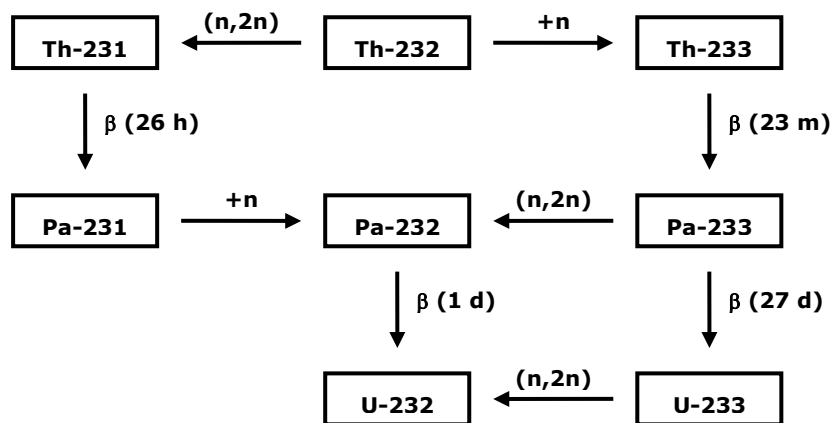
Den öppna bränslecykeln använder bränsle bestående av ^{232}Th , ^{235}U och ^{238}U , d.v.s. traditionellt uranbränsle med torium som bridmaterial. Frånvaron av ^{233}U vid laddning gör att betydligt mindre ^{232}U bildas. Däremot fungerar ^{238}U som bridmaterial och ger upphov till ^{238}Pu . Halten ^{232}U och ^{238}Pu beror på en mängd faktorer såsom initial bränslesammansättning, härdutformning och driftsbetingelser. I tabell 5 ges isotophalter för typisk slutna respektive öppna bränslecykel.

Tabell 5: Isotopfördelning i använt bränsle för uran och plutonium i gram per ton uran respektive gram per ton plutonium.

	^{232}U	^{233}U	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{237}U	^{238}U
Sluten bränslecykel	628	943000	52400	4080	188	0.11	0.060
Öppen bränslecykel	292	59800	12100	12400	33800	16	882000
	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu		
Sluten bränslecykel	3424	201000	556000	165000	75000		
Öppen bränslecykel	29	360000	300000	135000	205000		

Uranet från den öppna bränslecykeln samt plutoniumet från båda bränslecyklerna innehåller alldeles för låg andel fissila isotoper för att kunna vara användbart för tillverkning av kärnladdningar. Uranet från den slutna bränslecykeln innehåller däremot ca 95 % fissila isotoper. Bland uranisotoperna har ^{232}U tillräckligt lång halveringstid för att finnas kvar under lång tid, och tillräckligt kort för att potentiellt ge hög gammaaktivitet. ^{237}U har mycket kort halveringstid och försvinner inom loppet

av några dagar medan övriga isotoper har mycket lång halveringstid och ger ett mycket litet aktivitetsbidrag. ^{232}U är alltså den isotop som möjligen skulle kunna vara problematisk vid laddningstillverkning. Utifrån de nuklider som ingår i bränslet vid laddning kan ^{232}U bildas på flera olika sätt. De olika vägarna redovisas i figur 11.



Figur 11: Vägar från ^{232}Th till ^{232}U .

^{232}U alfa-sönderfaller till ^{228}Th med en halveringstid på 68,9 år. Sönderfallskedjan slutar med det stabila ^{208}Pb och samtliga dotternuklider i sönderfallskedjan har mycket kortare halveringstid än ^{232}U vilket i praktiken innebär att för varje atom ^{232}U som sönderfaller följer ytterligare sju sönderfall omedelbart. Alfa- och beta-aktiviteten från metallen är inte det huvudsakliga hindret vid användning för kärnladdningar på grund av deras korta räckvidder; i stället är det gammaaktiviteten som gör materialet svårt att hantera. Även de låga halter ^{232}U som förekommer i uran från AHWR-bränsle ger mycket höga doser. LD_{50} -dos⁴¹ nås inom loppet av någon enstaka minut hos en människa som befinner sig på en meters avstånd från en oskärmad kärnladdning.

För att ^{232}U ska bildas krävs:

- (n,2n)-reaktioner
- neutroninfångning
- beta-sönderfall

För att (n,2n)-reaktioner ska kunna äga rum hos någon av de tre nukliderna krävs hög neutronenergi. Tröskelenergin är lägst hos ^{233}U (ca 6 MeV) och något högre för ^{232}Th och ^{232}Pa (ca 7 MeV) varför reaktionen kommer att vara betydligt vanligare hos uran. Neutroninfångningen har ingen tröskelenergi och beta-sönderfallen sker oberoende av övriga faktorer. För att minimera produktionen av ^{232}U kan härden utformas så att färre neutroner med hög energi når de material som transmutteras. Detta kan åstadkommas genom att använda en heterogen reaktorhård, där de fertila och fissila delarna hålls åtskilda. Materialen i bränslet är desamma men med annan placering. Torium-uranbränsle är centralt placerat i härden, omgivet av moderator-material, som i sin tur är omgivet av torium. De neutroner från härdens centrum som når toriummanteln kommer att vara helt termaliserade och inte ge upphov till några (n,2n)-reaktioner som genererar ^{232}U . Den enda källan för neutroner med hög energi är fissioner i själva manteln, och det enda fissila materialet är ^{233}U som bildats av

⁴¹ Lethal Dose 50 %, dödlig dos för hälften av en population.

torium. Eftersom tröskelenergin för (n,2n)-reaktionen är ca 6 MeV och de flesta neutroner kommer att vara termaliserade bildas därigenom mycket lite ^{232}U i den omgivande toriummanteln. Bränslet i härdens centrala del kommer att innehålla högre halter ^{232}U medan den omgivande fertila delen kommer att innehålla lägre halter.

5.4. Regenereringsfaktor

En av de egenskaper som skiljer ^{233}U från ^{235}U är regenereringsfaktorn, η . Regenereringsfaktorn anger antalet neutroner som avges per absorberad neutron och skiljer sig från antalet neutroner per fission, $\bar{\nu}$, genom att den även tar hänsyn till neutroner som absorberas. η förhåller sig till $\bar{\nu}$ som

$$\eta = \bar{\nu} \frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_c}$$

där σ_f är fissionstvårsnittet och σ_c är infångningstvårsnittet. Alla neutroner som absorberas av ett fissilt ämne ger inte upphov till fissioner. $\bar{\nu}$ anger medelantalet neutroner som avges per fission, medan η anger det antal neutroner som avges per neutron som absorberas, och har följaktligen ett lägre värde än $\bar{\nu}$. Kriticitet upprätthålls då varje snabb neutron i genomsnitt genererar ytterligare en snabb neutron. Höga värden för η gör att kriticitet lättare nås och upprätthålls pga. att färre neutroner förloras genom t ex absorption i andra material och läckage ut ur härdens. Regenerationsfaktorer för några fissila material anges i tabell 6.

Tabell 6: Regenerationsfaktorer för termiska neutroner för några fissila material⁴².

	$\bar{\nu}$	η
^{233}U	2,50	2,29
^{235}U	2,43	2,07
Naturligt uran	2,47	1,34
^{239}Pu	2,89	2,08

Skillnaden i $\bar{\nu}$ mellan ^{233}U och ^{235}U är marginell medan skillnaden i η är betydande. Detta innebär att då fission äger rum avges i genomsnitt nästan samma antal neutroner, men betydligt fler neutroner förloras till infångning hos ^{235}U . Den kritiska massan är därför betydligt lägre hos ^{233}U . Som visas i tabell 6 har även naturligt uran ett värde för η som är högre än 1, vilket innebär att kriticitet kan upprätthållas med naturligt uran. Det kan emellertid noteras att η är angivet för termiska neutroner och utan moderator förekommer väldigt få termiska neutroner i naturligt uran.

⁴² Liverhant, S.E., Nuclear Reactor Physics, John Wiley & sons, Inc., New York.

6. Indikatorer på militära användningsområden

Som det har framgått ovan kräver toriumbränslecykeln inga avancerade anrikningsanläggningar som kan avslöja om brukaren har civila eller militära avsikter. På samma sätt finns det ingen tydlig indikator i upparbetningssteget, eftersom upparbetningen är en så central funktion i toriumbränslecykeln att den inte går att avvåra i de flesta fall. Ett alternativt scenario skulle kunna vara att torium används för att öka utbränningen genom ett *once-through*-förfarande där de nybildade ^{233}U -kärnorna förbränns på plats och det använda bränslet inte upparbetas, men ingen aktör har visat något publikt intresse för något liknande⁴³.

Vid produktion av plutonium av vapenkvalitet är takten på bränslebytena en tydlig fingervisning om operatörens avsikter, eftersom de täta bränslebyten som vapenplutoniumproduktion kräver över huvud taget inte går att kombinera med ekonomiskt optimal drift av reaktorn. I en reaktor vars syfte är att omvandla torium till uran så har bränslets exponeringstid ingen större betydelse för uranets kvalitet ur ett kärnvapenperspektiv; den optimala utbränningen beror enbart på konverteringsfaktorn och bränslets förmåga att motstå de påfrestningar som det utsätts för i reaktorn.

Inte heller valet av reaktortyp avslöjar på något avgörande sätt om syftet med valet av torium som fertilt material har militära syften. Som det framgår ovan kan halten av den i kärnvapensammanhang besvärliga isotopen ^{232}U minskas om det fertila materialet placeras så att andelen snabba neutroner minimeras samtidigt som neutronflödet behålls högt. Ett sådant arrangemang skulle förvisso kunna tyda på att man eftersträvar uran av vapenkvalitet men kan också bero på kommersiella avväganden – på samma sätt som förekomsten av ^{232}U försvårar hanteringen av materialet i ett kärnvapen så försvåras även hanteringen av civilt bränsle vilket ökar det slutgiltiga priset på bränslet avsevärt.

Sålunda finns det ingen entydig indikator som utgående från tekniska parametrar eller driftsmönster kan avslöja om en toriumbridreaktor har civila eller militära syften. Kontrollen måste i stället ske genom noggranna inventeringar av bränslemängder och flöden, om inte operatören väljer att aktivt göra bränslet oanvändbart som vapenråmaterial, till exempel genom att exponera det för neutroner med höga energier vilket ökar halten ^{232}U (vilket i sin tur kräver dyra och komplicerade strålskyddsåtgärder). I gengäld skulle operatören friskriva sig från misstanken att det producerade uranet skulle kunna användas i kärnvapen. På samma sätt kan bränslet ”saltas” med ^{238}U antingen före eller efter tiden i reaktorn vilken genom produktionen av, för militära användningar, önskade isotoper försvårar det fissila materialets användning i kärnvapen.

⁴³ Ett undantag skulle kunna vara det ryska förslaget att ersätta delar av bränslet i VVER-reaktorerna med torium- och plutoniumoxid för att öka utbränningen, men ännu har inget konkret arbete utförts för att testa och än mindre genomföra denna förändring. Det så kallade Radkowsky-konceptet utnyttjar en hybridcykel där delar av härden upparbetas och resten deponeras enligt ett relativt komplicerat schema.

7. Ekonomiska aspekter

Den totala kostnaden för varje producerad kWh elkraft är svår att beräkna för traditionella urandrivna kraftproducerande reaktorer bland annat beroende på det stora antalet olika beräkningsmodeller och det varierande uranpriset. Det är om möjligt ännu svårare att sätta om kostnaden för toriumbaserad elkraftsproduktion. Produktionen baseras på delvis ny teknologi där kostnaderna för utveckling och nybyggnation är svåra att uppskatta jämfört med den relativt mogna traditionella kärnkraftsindustrin. Den största osäkerhetsfaktorn är dock priset på torium. Det torium som produceras i dag är en överskottsprodukt från tillverkningen av andra metaller vilket tillsammans med USA:s dumpning⁴ av sina tidigare strategiska reserver ger en konstlad prissättning. Marknadsanalytikerna är kluvna i frågan om kommande pristrender då vissa anser att priset kommer att öka om efterfrågan ökar så kraftigt som den kommer att göra om torium slår igenom som bränsle. Andra analytiker anser i stället att priset kommer att sjunka då en ökad efterfrågan kommer att leda till effektivare produktionsmetoder och ökad prospektering.

Jämfört med uran är tillgången på torium rikare och stora delar av de identifierade toriumtillgångarna är mer lättbrutna. Produktionen av toriumoxid är något mer komplicerad än motsvarande för uran men sammantaget borde priset på toriumbaserat färskt bränsle vara jämförbart eller lägre än priset för uranbränsle. På samma sätt borde kostnaden för upparbetning bli jämförbar då liknande anläggningar och kemikalier används. Den stora skillnaden i produktionskostnad uppstår vid produktion av nytt bränsle utgående från upparbetat bränsle då avsevärda strålskyddsåtgärder krävs. Behovet av strålskydd, och därmed också kostnaden, kan dock minskas avsevärt om halten ²³²U kan minimeras.

Det totala produktionspriset beror förutom på de ovan nämnda faktorerna på graden av utbränning. En högre utbränning ger ett lägre pris per producerad kWh om övriga kostnader inte påverkas i någon större utsträckning. Det finns få publicerade analyser av denna effekt men officiella indiska källor³⁷ anger att brytpunkten för de indiska tungvattenreaktorerna går vid ca 45–60 GWd/ton. Under 45 GWd/ton är uranbränsle att föredra ur ett kostnadsperspektiv och över 60 GWd/ton ger torium ett övertag. I det mellanliggande intervallet är skillnaden så liten att andra faktorer avgör. Det bör noteras att det saknas uppgifter om de förutsatta uran- och toriumpriserna som ligger till grund för denna uppskattning.

En äldre amerikansk studie¹⁹ presenterar en noga genomförd analys av kostnaderna för elkraftsproduktion i olika reaktortyper och med olika bränslekostnader men utgående från 1969-års uppskattning av 1980-års kostnadsläge. Studien innehåller kostnadsberäkningar för ett antal reaktortyper som av olika skäl inte är relevanta i dag men resultatet för de som fortfarande anses vara aktuella, omräknat till 2010-års dollarvärde, presenteras i tabell 7. Kostnaden inkluderar konstruktionskostnader fördelade över den förväntade livscykeln, bränsletillverknings- och upparbetningskostnader samt kostnaden för förbrukade ämnen så som kylgaser och tungt vatten där sådana förekommer.

Tabell 7: Elkraftsproduktionskostnader i tusendels USD per producerad kWh för olika reaktortyper och bränslekostnader.

Reaktortyp	Bränslekostnad i USD per kilo U_3O_8		
	29	59	177
<u>Torium</u>			
HTGR	2,7	3,29	4,45
MSBR	1,17	1,25	1,35
<u>Uran</u>			
LWR	3,90	5,09	7,23

Appendix 1: Exportkontrollerade produkter relaterade till toriums bränslecykel

Toriums kärnbränslecykel liknar till stora delar urans kärnbränslecykel ur ett produkt- och materialperspektiv. De två tydligaste undantagen är behovet av strålskydd vid produktion av bränsle baserat på ^{233}U såtillvida inte halten ^{232}U har kunnat hållas så låg att bränslet är hanterligt utan strålskydd, samt frånvaron av ett anrikningssteg. Toriums bränslecykel är således kopplad till de flesta produkter och material i kategori 0 i den europeiska PDA-förordningen ”Rådets förordning (EG) nr 428/2009 om upprättande av en gemenskapsordning för kontroll av export, överföring, förmedling och transitering av produkter med dubbla användningsområden” giltig från den 27 augusti 2009, med vissa undantag. I begreppet ”särskilt klyvbart material” räknas ^{233}U in:

”Särskilt klyvbart material” (0) är plutonium-239, uran-233, ”uran anrikat med avseende på isotoperna 235 eller 233” samt varje material som innehåller de föregående.

I förordningens tekniska listor görs ingen skillnad på om produkter avses användas i urans eller toriums bränslecykel med undantag för isotopanrikningsutrustning samt utrustning för plutoniumbearbetning enligt ovan:

0A001

”Kärnreaktorer” och utrustning och komponenter som är särskilt konstruerade eller iordningställda för sådana enligt följande:

a) ”Kärnreaktorer”.

b) Metallkärl eller större fabrikstillverkade delar till sådana, inklusive reaktortankens lock för ett reaktortryckkärl, som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att innesluta härden hos en ”kärnreaktor”.

c) Hanteringsutrustning som är särskilt konstruerad eller iordningställd för att föra in eller avlägsna bränsle i en ”kärnreaktor”.

d) Styrstavar som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att reglera klyvningsprocessen i en ”kärnreaktor”, tillhörande stöd- och upphängningsanordningar samt drivdon och styrrör för stavarna.

e) Tryckrör som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att innesluta bränsleelement och primärkylmedel i en ”kärnreaktor” vid ett drifttryck som överstiger 5,1 MPa.

f) Zirkoniummetall och -legeringar, i form av rör eller hopsättningar av rör, i vilka andelen hafnium i förhållande till zirkonium är mindre än 1:500 per viktenhet och som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas i en ”kärnreaktor”.

g) Kylmedelpumpar som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att pumpa runt primärkylmedel i en "kärnreaktor".

h) 'Kärnreaktors interna delar' som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas i en "kärnreaktor", inklusive bottenplatta för härden, bränslekanaler (bränsleboxar), termiska skärmar, bafflar, härdgaller samt diffusorplåtar.

Anm.: I avsnitt 0A001.h betyder 'kärnreaktors interna delar' varje större konstruktion inuti ett reaktorkärl som fyller en eller flera funktioner, som att bära upp härden, upprätthålla härdens geometri, rikta primärkylmedlets flöde, utgöra strålskärmar för reaktorkärlet och leda härdinstrumentering på plats.

i) Värmeväxlare (ånggeneratorer) som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas i primärkylkretsen i en "kärnreaktor".

j) Instrument för detektering och mätning av neutroner, särskilt konstruerade eller iordningställda för att bestämma neutronflödesnivåerna inuti härden i en "kärnreaktor".

0B003

Anläggning för konvertering av uran och utrustning som är särskilt konstruerad eller iordningställd för detta, enligt följande:

- a) System för konvertering av uranmalmkoncentrat till UO_3 .
- b) System för konvertering av UO_3 till UF_6 .
- c) System för konvertering av UO_3 till UO_2 .
- d) System för konvertering av UO_2 till UF_4 .
- e) System för konvertering av UF_4 till UF_6 .
- f) System för konvertering av UF_4 till uranmetall.
- g) System för konvertering av UF_6 till UO_2 .
- h) System för konvertering av UF_6 till UF_4 .
- i) System för konvertering av UO_2 till UCl_4 .

0B004

Anläggning för produktion eller koncentrerings av tungt vatten, deuterium eller deuteriumföreningar och utrustning och komponenter som är särskilt konstruerade eller iordningställda härför, enligt följande:

a) Anläggning för produktion av tungt vatten, deuterium eller deuteriumföreningar enligt följande:

1. Anläggning för vatten-vätesulfidutbyte.

2. Anläggning för ammoniak-väteutbyte.

b) Utrustning och komponenter enligt följande:

1. Kolonner för vatten-vätesulfidutbyte som är tillverkade av finkornstål (t.ex. ASTM A516) med en diameter mellan 6 och 9 m och som kan arbeta vid tryck som är lika med eller högre än 2 MPa och med en korrosionsmån på 6 mm eller mer.
2. Enstegs centrifugalfläktar eller -kompressorer med låg tryckhöjd (dvs. 0,2 MPa) för cirkulation av vätesulfidgas (dvs. gas som innehåller mer än 70 % H₂S) med en drivningskapacitet lika med eller större än 56 m³/sekund vid tryck lika med eller högre än 1,8 MPa insugningstryck och utrustade med tätningar som är konstruerade för att användas i våt H₂S-miljö.
3. Kolonner för ammoniak-väteutbyte vars höjd är lika med eller mer än 35 m och med en diameter mellan 1,5 och 2,5 m och som kan arbeta vid tryck högre än 15 MPa.
4. Inre delar till utbyteskolonnerna, inklusive stegkontakter, och stegpumpar, inklusive sådana som är dränkbara, som används för produktion av tungt vatten med ammoniak-väteutbytesprocessen.
5. Ammoniakkrackers med ett drifttryck lika med eller högre än 3 MPa för produktion av tungt vatten med ammoniak-väteutbytesprocessen.
6. Analysatorer för absorption i det infraröda området som under drift kan analysera förhållandet mellan väte och deuterium när deuteriumkoncentrationen är lika med eller högre än 90 %.
7. Katalytiska brännare för omvandling av anrikad deuteriumgas till tungt vatten med ammoniak-väteutbytesprocessen.
8. Kompletta uppgraderingssystem för tungt vatten eller kolonner för detta, avsedda för uppgradering av tungt vatten till en deuteriumkoncentration motsvarande reaktorkvalitet.

0B005

Anläggning som är särskilt konstruerad för tillverkning av bränsleelement för "kärnreaktorer" och utrustning särskilt konstruerad eller iordningställd härför.

Anm.: En anläggning för tillverkning av bränsleelement för "kärnreaktorer" omfattar utrustning som

- a) i produktionsprocessen normalt kommer i direkt kontakt med eller direkt behandlar eller styr flödet av kärnämne,
- b) förseglar kapslingen av kärnämne,
- c) kontrollerar att kapsling eller försegling är oskadd, eller
- d) kontrollerar ytbehandlingen av det förseglade bränslet.

0B006

Anläggning för upparbetning av bestrålade bränsleelement från "kärnreaktor" och utrustning och komponenter särskilt konstruerade eller iordningställda härför.

Anm.: Avsnitt 0B006 innefattar följande:

- a) Anläggning för upparbetning av bestrålade bränsleelement från "kärnreaktor" samt utrustning och komponenter som normalt kommer i direkt kontakt med och direkt kontrollerar det bestrålade bränslet och huvudflödena av kärnämne och klyvningsprodukter.
- b) Maskiner för att hugga, klippa eller skära bränsleelement, dvs. fjärrmanövrerad utrustning för att skära, hugga, riva eller klippa bestrålade bränsleelement, knippen eller stavar från "kärnreaktor".
- c) Upplösningsskar, kriticitetssäkra behållare (t.ex. med liten diameter, ringformade eller skivformade) som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas för upplösning av bestrålat "kärnreaktor"bränsle, och kan tåla varm, starkt korrosiv vätska och fyllas och hanteras genom fjärrmanövrering.
- d) Utrustning för motströms vätskeextraktion och jonbytesutrustning som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas i en anläggning för upparbetning av bestrålat "naturligt uran", "utarmat uran" eller "särskilt klyvbart material".
- e) Lagringstankar som är särskilt konstruerade för att vara kriticitetssäkra och resistenta mot salpetersyras korrosiva verkan.

Anm.: En lagringstank kan ha följande egenskaper:

- 1. Väggar eller en inre uppbyggnad med en borekvivalent (beräknad för alla beståndsdelar enligt definition i anmärkningen till avsnitt 0C004) på minst 2 %.
 - 2. En maximal diameter på 175 mm för ett cylindriskt kärl, eller
 - 3. en maximal bredd på 75 mm för antingen en skiv- eller ringformad behållare.
- f) Processövervakningsutrustning som är särskilt konstruerad eller iordningställd för att övervaka eller styra upparbetningen av bestrålat "naturligt uran", "utarmat uran" eller "särskilt klyvbart material".

I materialsektionen i kategori 0 hanteras torium separat under punkten källmaterial, 0C001. Som nämnts ovan ingår ^{233}U i "särskilt klyvbara material":

0C001

"Naturligt uran" eller "utarmat uran" eller torium i form av metall, legeringar, kemiska föreningar eller koncentrat och varje annat material som innehåller ett eller flera av de ovan nämnda materialen.

Anm.: Avsnitt 0C001 omfattar inte följande:

- c) Legeringar innehållande mindre än 5 % torium.
- d) Keramiska produkter innehållande torium vilka har framställts för icke-nukleär användning.

0C002

"Särskilt klyvbart material".

Anm.: Avsnitt 0C002 omfattar inte mängder om fyra "effektiva gram" eller mindre när materialet ingår i sensorkomponenter i instrument.

0C003

Deuterium, tungt vatten (deuteriumoxid) och andra deuteriumföreningar samt blandningar och lösningar som innehåller deuterium i vilka isotopförhållandet deuterium-väte överstiger 1:5 000.

0C004

Grafit, kärnteknisk kvalitet, som har en renhetsgrad som är bättre än 5 delar per miljon "borekvivalenter" och en densitet som är större än 1,5 g/cm³.

ANM.: SE ÄVEN AVSNITT 1C107.

Anm. 1: Avsnitt 0C004 omfattar inte följande:

- a) Grafitprodukter med en massa som är mindre än 1 kg, utom de som är särskilt avsedda eller preparerade för användning i en kärnreaktor.
- b) Grafitpulver.

Sektionerna rörande programvaror och teknik gör inte heller någon skillnad på de olika källmaterialen och fissila materialen.

Det finns ett antal PDA-produkter som kan kopplas till toriumbränslecykeln likväl som till uranbränslecykeln. Bland de mer relevanta kan de nedanstående produkterna och materialen nämnas:

1A225

Platinerade katalysatorer som är särskilt utformade eller iordningställda för att befämja väteisotoputbyte mellan väte och vatten för att utvinna tritium ur tungt vatten eller för produktion av tungt vatten.

1A226

Fyllkroppar, som kan användas för separation av tungt vatten från vanligt vatten, och som har båda följandeegenskaper:

- a) Tillverkade av fosforbronsnät som är kemiskt behandlade för att förbättra vätbarheten och
- b) utformade för att användas i kolonner för vakuumdestillation.

1A227

Strålningsskyddande fönster med hög densitet (blyglas eller annat glas) som har alla följande egenskaper och särskilt utformade ramar för sådana fönster:

- a) En 'inaktiv area' större än $0,09 \text{ m}^2$.
- b) En densitet större än 3 g/cm^3 ; och
- c) En tjocklek av 100 mm eller mer.

Teknisk anm.: I avsnitt 1A227 avses med 'inaktiv area' den genomsiktliga area av fönstret som utsätts för den lägsta strålningsnivån vid tillämpningen.

1B225

Elektrolytiska celler för produktion av fluor med en produktionskapacitet större än 250 g fluor per timme.

1B227

Konverteringsutrustning för ammoniaksyntes i vilka syntesgaserna (kväve och väte) avlägsnas från en högtryckskolonn för utbyte av ammoniak/väte och där den syntetiserade ammoniaken återförs till kolonnen.

1B228

Kolonner för kryogen destillering av väte, som har samtliga följande egenskaper:

- a) Utformade för drift vid en inre temperatur av 35 K (– 238 °C) eller lägre.
- b) Utformade för drift vid ett inre tryck mellan 0,5 och 5 MPa.
- c) Tillverkade av antingen
 - 1. rostfritt stål ur 300-serien med låg svavelhalt och med en austenitisk ASTM-kornstorlek nummer 5 eller mer (eller motsvarande standard), eller
 - 2. likvärdiga material som är både kryo- och H₂-kompatibla, och
- d) Har en inre diameter av 1 m eller mer och en effektiv längd av 5 m eller mer.

1B229

Utbyteskolonner för vatten-vätesulfid och 'inre kontaktnordningar' enligt följande:

Anm.: För kolonner som är speciellt utformade eller förberedda för produktion av tungt vatten, se avsnitt 0B004.

- a) Utbyteskolonner för vatten-vätesulfid som har samtliga följande egenskaper:
 - 1. Ett arbetstryck på 2 MPa eller högre.
 - 2. Tillverkade av kolstål med en austenitisk ASTM-kornstorlek nummer 5 eller mer (eller motsvarande standard), och
 - 3. En diameter av 1,8 m eller mer.
- b) Sådana 'inre kontaktnordningar' för utbyteskolonnerna för vatten-vätesulfid som anges i avsnitt 1B229 a.

Teknisk anm.: De 'inre kontaktnordningarna' i kolonnerna består av segmenterade bottenar med en effektiv diameter av 1,8 m eller mer efter montering, är utformade för att underlätta motströmskontakt och är tillverkade av rostfritt stål med en kolhalt av mindre än eller lika med 0,03 %. De kan utgöras av silbottenar, ventiltottenar, klockbottenar eller turbogrid-bottenar.

1B230

Pumpar som kan cirkulera koncentrerad eller utspädd kaliumamidkatalysator i flytande ammoniak(KNH₂/NH₃) och som har alla följande egenskaper:

- a) Lufttäta (dvs. hermetiskt tillslutna).
- b) En pumpkapacitet större än 8,5 m³/h, och
- c) någon av följande egenskaper:

1. avsedda för koncentrerade kaliumamidlösningar (1 % eller mer) med ett arbetstryck mellan 1,5 och 60 MPa, eller
2. avsedda för utspädda lösningar av kaliumamid (mindre än 1 %) med ett arbetstryck mellan 20 och 60 MPa.

1C225

Bor, som anrikats med avseende på bor-10-isotopen (^{10}B) till större halt än den naturliga halten av denna isotop enligt följande: Elementärt bor, föreningar, blandningar som innehåller bor, produkter som innehåller dessa samt avfall och skrot av något av föregående.

Anm.: I avsnitt 1C225 inbegrips i blandningar som innehåller bor även boranrikade material.

1C234

Zirkonium med ett hafniuminnehåll på mindre än 1 vikt-del hafnium på 500 vikt-delar zirkonium enligt följande:

metall, legeringar innehållande mer än 50 viktprocent zirkonium, föreningar, produkter därav, avfall eller skrot av något av föregående.

Anm.: Avsnitt 1C234 omfattar inte zirkonium i form av folier med en tjocklek som inte överstiger 0,10 mm.

2A226

Ventiler som har alla följande egenskaper:

- a) En 'nominell storlek' av 5 mm eller mer,
- b) med bälgtätning, och
- c) helt tillverkade av eller fodrade med aluminium, aluminiumlegering, nickel eller nickellegering som innehåller mer än 60 viktprocent nickel.

Teknisk anm.: För ventiler med olika in- och utloppsdiametrar avser den 'nominella storleken' i avsnitt 2A226 den minsta diametern.

2B225

Fjärrstyrda manipulatorer som överför fjärrstyrd mekanisk rörelse vid radiokemisk separation eller i s.k. hot cells, som har någon av följande egenskaper:

- a) Kan arbeta genom en vägg med en tjocklek av 0,6 m eller mer, eller
- b) kan överbrygga en skiljevägg med en tjocklek av 0,6 m eller mer.

Teknisk anm.: Fjärrstyrda manipulatorer överför en mänsklig operatörs handlande till en fjärrstyrd arbetande arm med ett avslutandeverktyg. Överföringen kan vara av master-slave-typ eller styrd av styrpinne (joystick) eller knappsats.

3A233

Masspektrometrar, andra än de som omfattas av avsnitt 0B002.g, som kan mäta joner med en massa av 230 amu (amu = atommassenhet) eller mer och som har en upplösning bättre än 2/230, samt jonkällor till sådana, enligt följande:

- a) Masspektrometrar med induktivt kopplad plasmajonkälla (ICP/MS).
- b) Masspektrometrar med glimurladdningsjonkälla (GDMS).
- c) Masspektrometrar med jonkälla som bygger på termisk jonisation (TIMS).
- d) Masspektrometrar med jonkälla som använder indirekt upphettning (electron bombardment) och med en jonisationskammare tillverkad av, fodrad eller klädd med material som är resistent mot UF₆(uranhexafluorid).
- e) Masspektrometer av molekylstråletyp, antingen
 1. med en jonisationskammare gjord av, fodrad eller klädd med rostfritt stål eller molybden och som är försedd med en kylfälla för 193 K (– 80 °C) eller lägre, eller
 2. med en jonisationskammare gjord av, fodrad eller klädd med material som är resistent mot UF₆.
- f) Masspektrometrar utrustade med jonkälla med mikrofluorering konstruerad för att användas med aktinider eller aktinidfluorider.

Referenslista

Blanco RE *et.al.*, Aqueous Processing of Thorium Fuels, ORNL-3219 (1962).

Bodansky D, Nuclear Energy – Principles, Practices, and Perspectives, Springer-Verlag New York, Inc, (1996).

Breza J *et.al.*, Annals of Nuclear Energy 37 (2010)

Chetal SC, Balasubramaniyan V, Chellapandi P, Monahakrishnan P, Puthiyaviniyagam P, Pillai CP, Raghupaty S, Shanmugham TK, Sivathanu Pillai C, The design of the Prototype Fast Breeder Reactor, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 852-860.

Choppin G, Liljenzin JO, Rydberg J, Radiochemistry and Nuclear Chemistry, Butterworth-Heinemann, (2002).

Crouse D och Brown K, Ind. Eng. Chem., 51 (1959) 1461–1464.

Dietrich G; Neumann W och Roehl N, IAEA-TECDOC--1043

Haubenreich PN och Engel JR, Nuclear Applications and Technology, 8 (1970)

Hazen RM *et.al.*, American Mineralogist, 94 (2009) 1293-1311.

Glaser A och Ramana MV, Science and Global Security, 15 (2007)

Liverhart SE, Elementary Introduction to Nuclear Reactor Physics, John Wiley & Sons, Inc, (1965).

Ludwig, T., Schwab, D., Seitz, G., and Siekmann, H. Intakes of Thorium While Using Thoriated Tungsten Electrodes for TIG Welding. Health Physics, 77 (1999) 462-469.

Mishra S, Modakb RS och Ganesan S, Annals of Nuclear Energy, 36 (2009)

Moormann R, Kerntechnik, 74 (2009)

Olson GL, McCardell RK och Illum DB, Fuel Summary Report: Shippingport Light Water Breeder Reactor, INEEL/EXT-98-00799, Rev. 2.

Raina VK, Srivenkatesan R, Khatri DC, Lahiri DK, Critical Facility for lattice physics experiments for the Advanced Heavy Water Reactor and the 500 MWe pressurized heavy water reactors, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 758-769.

Ramana MV, Science and Global Security, 17 (2009)

Richardson K.H., J. of the American Ceramic Society, 18 (1935) 65-69.

Stacey, Weston M, Nuclear Reactor Physics, John Wiley & Sons, Inc, (2001).

Sinha RK, Kakodkar A, Design and development of the AHWR – the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 683-700.

Usha Pal, Jagannathan V, Physics design of a safe and economic thorium reactor, Light Water Reactor Physics Section, Reactor Physics Design Division, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai, India.

Wachholz W, IWGGCR--19, 61-70.

ASTM Standard Practice B 275

Mineral Commodity Summaries, U.S. Geological Survey Publications, 2002.

Mineral Information Institute, <http://www.mii.org/>.

OECD/NEA & IAEA, 2008: Resources, Production and Demand.

Proc. Thorium Fuel Cycle Symposium, TID-7650 (1962)

Shaping the Third Stage of Indian Nuclear Power Programme, Department of Atomic Energy, India.

The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors, US AEC, WASH-1097.

<http://minerals.usgs.gov/minerals/pubs/commodity/thorium/mcs-2010-thori.pdf>.

http://www.australianminesatlas.gov.au/aimr/commodity/thorium_09.jsp.

<http://www.hindu.com/2008/04/09/stories/2008040959691700.htm>.

<http://www.hinduonnet.com/2005/09/07/stories/2005090704781300.htm>.

http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/research_reactors/database/.

http://www-nds.iaea.org/workshops/smr1944/Participants/29-May-Thu/Amit_Thakur.ppt.

<http://www.world-nuclear.org/info/inf53.html>.



2013:03

Strålsäkerhetsmyndigheten har ett samlat ansvar för att samhället är strålsäkert. Vi arbetar för att uppnå strålsäkerhet inom en rad områden: kärnkraft, sjukvård samt kommersiella produkter och tjänster. Dessutom arbetar vi med skydd mot naturlig strålning och för att höja strålsäkerheten internationellt.

Myndigheten verkar pådrivande och förebyggande för att skydda människor och miljö från oönskade effekter av strålning, nu och i framtiden. Vi ger ut föreskrifter och kontrollerar genom tillsyn att de efterlevs, vi stödjer forskning, utbildar, informerar och ger råd. Verksamheter med strålning kräver i många fall tillstånd från myndigheten. Vi har krisberedskap dygnet runt för att kunna begränsa effekterna av olyckor med strålning och av avsiktlig spridning av radioaktiva ämnen. Vi deltar i internationella samarbeten för att öka strålsäkerheten och finansierar projekt som syftar till att höja strålsäkerheten i vissa östeuropeiska länder.

Strålsäkerhetsmyndigheten sorterar under Miljödepartementet. Hos oss arbetar drygt 250 personer med kompetens inom teknik, naturvetenskap, beteendevetenskap, juridik, ekonomi och kommunikation. Myndigheten är certifierad inom kvalitet, miljö och arbetsmiljö.

Strålsäkerhetsmyndigheten
Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm
Solna strandväg 96

Tel: +46 8 799 40 00
Fax: +46 8 799 40 10

E-mail: registrator@ssm.se
Web: stralsakerhetsmyndigheten.se