



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson
Mikael Meister,
Fredrik Nielsen
Daniel Sunhede

Forskning 2013:18

Fjärde generationens reaktorer
– en analys med fokus på icke-
spridning och exportkontroll

SSM perspektiv

Bakgrund

Sverige har en exportlagstiftning som kontrollerar utförelse 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 även gör den användbar för kärnvapenframställning. Det är Strålsäkerhetsmyndigheten, 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. Totalförsvarets forskningsinstitut, FOI, har tidigare studerat andra områden inom kärnbränslecykeln på uppdrag av SSM, varav de senaste berör forskningsreaktorer (SSM rapport 2013:2) och acceleratordrivna subkritiska system (SSM rapport 2013:3) med fokus på icke-spridning och exportkontroll.

Syfte

FOI fungerar som teknisk rådgivare till SSM i exportkontrollärenden. SSM har sett ett behov 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. FOI har studerat de olika reaktortyper som skulle kunna bli aktuella för en nästa generation av reaktorer, den så kallade Generation IV. Det pågår för närvarande forskning och utvecklingsarbete kring nästa generations reaktorer och en driftsättning kommer att innebära ett stort teknologsprång jämfört med de i dag existerande lätt- och tungvattenreaktorerna. Rapporten beställdes för att öka kunskapen om eventuella risker som Generation IV skulle kunna innebära avseende nukleär spridning och konsekvenser för svensk exportkontroll.

Resultat

Den nu resulterande rapporten berör några olika typer av Generation IV-reaktorer och några av deras eventuella för- och nackdelar ur ett spridnings- och exportkontrollhänseende belyses. Dessutom berörs reaktorernas användbarhet för plutoniumproduktion och utbränningsstudier på fyra av reaktortyperna har genomförts.

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.

Projekt information

Kontaktperson SSM: Jenny Peterson

Referens: SSM2012-576



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson, Mikael Meister, Fredrik Nielsen, Daniel Sunhede
Totalförsvarets forskningsinstitut, Stockholm

2013:18

Fjärde generationens reaktorer
– en analys med fokus på icke-
spridning och exportkontroll

Datum: April 2013

Rapportnummer: 2013:18 ISSN:2000-0456

Tillgänglig på www.stralsakerhetsmyndigheten.se

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.

Innehåll

| | |
|--|-----------|
| Sammanfattning | 3 |
| Summary | 4 |
| 1. Inledning | 5 |
| 2. Vad innebär Generation IV? | 7 |
| 3. Fjärde generationens reaktorer | 12 |
| 3.1. Gaskyld snabbreaktor (GFR)..... | 14 |
| 3.2. Blykyld snabbreaktor (LFR)..... | 17 |
| 3.3. Smältsaltreaktor (MSR)..... | 19 |
| 3.4. Natriumkyld snabbreaktor (SFR)..... | 21 |
| 3.5. Superkritiskt vattenkyld reaktor (SCWR)..... | 23 |
| 3.6. Gaskyld högtemperaturreaktor (VHTR)..... | 25 |
| 4. Material och bränsle | 27 |
| 4.1. Typiska konstruktionsmaterial..... | 28 |
| 4.2. Typiska bränslematerial..... | 29 |
| 5. Bränsle och avfall | 30 |
| 5.1. Bränsle och bränsletillverkning..... | 30 |
| 5.2. Upparbetning..... | 31 |
| 6. Generation IV och icke-spridning | 35 |
| 6.1. Teknisk spridningsrisk..... | 35 |
| 6.2. Plutoniumproduktion i Gen IV-reaktorer..... | 36 |
| 6.3. Jämförelse mellan reaktorer från Gen 3 och Gen 4..... | 43 |
| 7. Slutsatser | 46 |
| Appendix | 47 |

Sammanfattning

Enheten för kärnvapenfrågor vid Totalförsvarets forskningsinstitut, FOI, har på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM, studerat de olika reaktortyper som skulle kunna bli aktuella för en nästa generation av reaktorer, den så kallade Generation IV. Ett eventuellt driftsättande av dessa reaktorer ligger ännu långt fram i tiden men redan i dag finns det långt framskridna planer och studier. Tekniskt så skiljer sig de olika förslagen åt avsevärt men de är alla avsedda att vara säkrare, billigare och effektivare än dagens generation av reaktorer.

Rapporten ger en kortare beskrivning av designfilosofin bakom Generation IV och det internationella konsortium som dominerar arbetet. Vidare beskrivs även de olika reaktorfamiljerna som skulle kunna bli aktuella. Rapporten presenterar även resultatet av härdberäkningar där härdarnas bränsleinnehåll studerats vid olika utbränningsgrader och bränslekonfigurationer med inriktning på reaktorernas potential för plutoniumproduktion. Slutligen innehåller rapporten en analys av de risker som Generation IV skulle kunna innebära i frågan om nukleär spridning och export.

Studien visar att vissa av de i Generation IV ingående reaktortyperna i framtiden skulle kunna utgöra en spridningsrisk men att de i dag ännu inte har utvecklats förbi det tidiga forskningsstadiet. De aktuella delsystemen och komponenterna liknar bara delvis de som finns i dagens reaktorer och härdarna ställer krav på andra material än de som används i dag. Detta gör att exportkontrollsamfundet, både nationellt och internationellt, noga bör följa utvecklingen på detta område för att vara beredda och kunna bemöta en eventuell utbyggnad av reaktorer hörande till Generation IV.

Summary

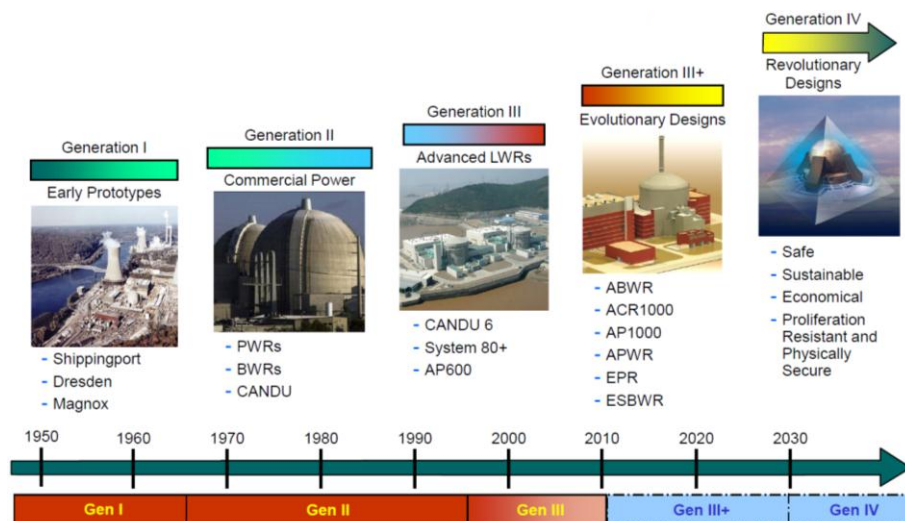
The Department of Nuclear Weapon Related Issues at the Swedish Defence Research Agency, FOI, has on behalf of Swedish Radiation Safety Authority studied the various types of reactors that could be relevant for the next generation of reactors, the so-called Generation IV. Any deployment of these reactors is still far in the future, but advanced plans and studies already exist at present. There are major technical differences between the various proposals, but all are intended to be safer, cheaper and more efficient than the current generation of reactors.

The report provides a brief description of the design philosophy behind Generation IV and the international consortium that dominates the work. Furthermore, it also describes the different reactor families that could be considered. The report also presents the results from reactor core calculations at different burn-ups and fuel configurations, focusing on the potential for plutonium production. Finally, the report contains an analysis of the risks Generation IV could imply regarding the issue of nuclear proliferation and exports.

The study shows that some of the proposed reactor types in Generation IV could pose a proliferation risk in the future, but that they have not yet evolved beyond the early research stage at present. The current subsystems and components are similar only in part to those found in contemporary reactors, and the core conditions require other materials than those used today. Because of this, the non-proliferation and export control community, both nationally and internationally, should monitor the development in this area closely, so that it can respond and act at an early stage to any deployment of reactors belonging to Generation IV.

1. Inledning

Generation IV är ett begrepp som i dag används om ett antal fissionsreaktorer som befinner sig på konceptstadiet och som om de driftsätts kommer att innebära ett stort teknologsprång jämfört med de i dag existerande lätt- och tungvattenreaktorerna, samt de som tillhör Generation III och III+ som är under uppförande runt om i världen, se figur 1. Dessa nya reaktorer och deras bränslecykler är dels tänkta att ha lägre investerings- och driftskostnader, dels vara mer driftssäkra, mer spridnings-säkra och ha högre tillgänglighet än tidigare generationers reaktorer. Generation IV omfattar ett antal olika reaktortyper som inte nödvändigtvis har något gemensamt utöver dessa egenskaper.



Figur 1: De olika reaktorgenerationerna¹

Vissa av de aktuella teknologierna har testats ingående under lång tid, några ända sedan 1960-talet, medan andra är relativt nya och helt oprövade. När konceptet formaliserades i början av 2000-talet var tidsramen för de första större pilotanläggningarna satt till 2010, vilket visade sig vara mycket optimistiskt. Utvecklingen av nästa generations reaktorer har varit starkt beroende av hur mycket de involverade aktörerna, såsom stater, universitet och företag, har varit villiga att investera. Detta har i sin tur varit kopplat till det politiska läget och allmänhetens inställning till kärnkraft.

Forskningsarbetet har emellertid fortskridit, om än i ojämn takt, och i dag har många av de otaliga tekniska svårigheterna övervunnits och flera större eller mindre forsknings- och pilotanläggningar är planerade att uppföras inom de närmaste åren. Reaktorolyckan i Fukushima i mars 2011 har använts som argument både för och emot de nya reaktorkoncepten. Förespråkare för Generation IV argumenterar för att de nya reaktorerna skulle ha ett inbyggt skydd mot olyckor även av den typ som skedde, medan motståndare hävdar att de nya systemen skulle introducera så pass mycket ny

¹ Figurerna 1, 3–9 är licensierade enligt public domain-principen i enlighet med Tille 17, Chapter 1, Section 105 US Code eftersom de är skapade och publicerade i tjänsten av i USA federalt anställda tjänstemän. Figurerna är ursprungligen publicerade av Argonne National Lab. Övriga figurer är av FOI framställt material.

teknologi på en gång att riskerna skulle bli omöjliga att överblicka och att den kunskap som har byggts upp under lång tid inte längre skulle vara tillämpbar.

De olika reaktorkoncepten skiljer sig avsevärt både från varandra och från tidigare generationers reaktortyper. Flera av koncepten är långt utvecklade och ett omfattande forskningsmaterial finns publicerat. De huvudsakliga svårigheterna ligger i att utveckla nya material som tål de extrema omständigheter som kommer att råda i dessa reaktorer. Materialen måste klara höga tryck, höga temperaturer, korrosiva ämnen och stora neutronflöden, inte sällan i kombination.

I denna rapport presenteras Generation IV-koncepten och de olika reaktortyperna jämförs utgående från ett antal kriterier. De sex huvudkandidaterna presenteras ingående och deras eventuella för- och nackdelar belyses. Dessutom har utbränningsstudier på fyra av reaktortyperna genomförts. Slutligen har en analys av Generation IV-reaktorena gjorts utgående från ett icke-spridningsriskperspektiv. Rapporten bygger på omfattande litteraturstudier kombinerade med beräkningar där så har behövts för att självständiga slutsatser ska kunna dras.

Slutligen vill vi göra läsaren uppmärksam på att vi i rapporten använder termen MOX (*Mixed Oxide*) även för blandbränsle i andra former än oxidform för att inte tynga ner texten. I de fall där skillnaden är av relevans har de korrekta termerna använts.

2. Vad innebär Generation IV?

Generation IV är ett samlingsnamn för ett antal kommande fissionsreaktortyper som ligger bortom den reaktorteknologi som används eller prospekteras i dag. Den ursprungliga, väldigt breda definitionen, har förfinats och omformulerats genom det internationella samarbetsprojektet *The Generation IV International Forum* (GIF)². GIF utgörs av 13 länder och organisationer³ som samverkar för att utveckla nästa generations kärnkraft utgående från ett antal grundkriterier. Projektet inleddes i januari 2000 på initiativ av USA:s *Department of Energy* (DoE) och samarbetet styrs av omfattande stadgar som reglerar när och hur resultaten från uni- och multilaterala forskningsprojekt ska spridas inom gruppen och på vilka villkor externa aktörer tillåts delta.

GIF tog tidigt fram en lista på åtta mål som en lämplig Generation IV-reaktor måste uppfylla. Målen sattes med tanke på både ekonomi, säkerhet och acceptans och lyder som följer⁴:

Uthållighet 1: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska utgöra en ren och uthållig energikälla på lång sikt som ska kunna utnyttjas effektivt över hela jorden.

Uthållighet 2: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska minimera mängden avfall och göra det så lätthanterligt som möjligt och samtidigt markant minska den tid som avfallet måste skyddas och/eller övervakas och därigenom skydda miljön och människors hälsa.

Ekonomi 1: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska ha en tydligt lägre kostnad för hela livscykeln jämfört med dagens system.

Ekonomi 2: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska ha en liknande ekonomisk risk som andra energisystem.

Säkerhet och tillförlitlighet 1: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska vara överlägsna i frågan om säkerhet och tillförlitlighet.

Säkerhet och tillförlitlighet 2: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska ha en mycket låg sannolikhet för härdskador.

Säkerhet och tillförlitlighet 3: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska kunna hantera en kris/olycka utan att påverka omgivningen på ett allvarligt sätt⁵.

Icke-spridning och fysiskt skydd 1: Den fjärde generationens kärnenergisystem ska vara gynnsamma ur icke-spridningssynpunkt och vara den minst önskade vägen till tillgång på fissilt material för militärt bruk samt öka det fysiska skyddet mot attentat och terroristhandlingar.

² <http://www.gen-4.org/>

³ Kanada, Kina, Euratom, Frankrike, Japan, Sydkorea, Ryssland, Sydafrika, Schweiz, USA, Storbritannien, Argentina och Brasilien. De tre sista länderna är så kallade icke-aktiva medlemmar.

⁴ <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>

⁵ I de mer utförliga beskrivningarna av målen som GIF presenterar specificeras målet Säkerhet & tillförlitlighet 3 så som att ett haveri inte ska leda till att omgivningen behöver evakueras eller att liknande nödåtgärder behöver vidtas.

Dessa åtta mål har sedan preciserats i 15 kriterier som i sin tur har mynnat ut i 24 mätbara egenskaper, såsom byggtider, avfallsmängd och kostnad per kilowattimme producerad elkraft. När väl målen var uppställda så samlade GIF 2002 in förslag på nya teknologier från forskningsinstitutioner och företag från hela världen vilket resulterade i ca 100 förslag. Förslagen utvärderades i två steg och redan i det första, enklare steget kunde de flesta förslagen sällas bort. De återstående 16 förslagen blev noga analyserade av flera internationella expertpaneler med avseende på de 24 egenskaperna enligt ovan. För varje teknologi beräknades eller uppskattades det mest troliga värdet för de olika egenskaperna och den förväntade möjliga variationen. Inom området Icke-spridning och fysiskt skydd återfinns kriterierna känslighet för diversion och odeclarerad produktion samt känslighet hos anläggningar som delas upp i egenskaperna ”egenskaper hos använt bränsle” och ”förekomsten av separerade material” respektive ”passiva säkerhetsegenskaper”.

Slutresultatet blev en lista på sex nya⁶ kärnenergisystem som GIF avsåg att studera vidare. Systemen, som presenteras närmare nedan, kombinerar ny reaktorteknologi och i många fall nya eller moderniserade metoder för bränsleproduktion och uppärbetning. Enligt GIF:s uppskattningar så skulle de kända och uppskattade urantillgångarna i världen vara förbrukade till år 2060 om utbyggnaden och användandet av lättvattenreaktorer (LWR) med öppen bränslecykel fortsätter som i dag. Samtidigt skulle mängden använt bränsle som måste slutförvaras då överstiga en miljon ton. Utgående från den bakgrunden rekommenderade GIF att nästa generations reaktorer om möjligt bör bygga på en sluten bränslecykel och där man har en möjlighet att utnyttja använt LWR-bränsle och/eller så kallad bridning⁷.

De sex föreslagna reaktortyperna associerade med respektive kärnenergisystem åskådliggörs i tabell 1.

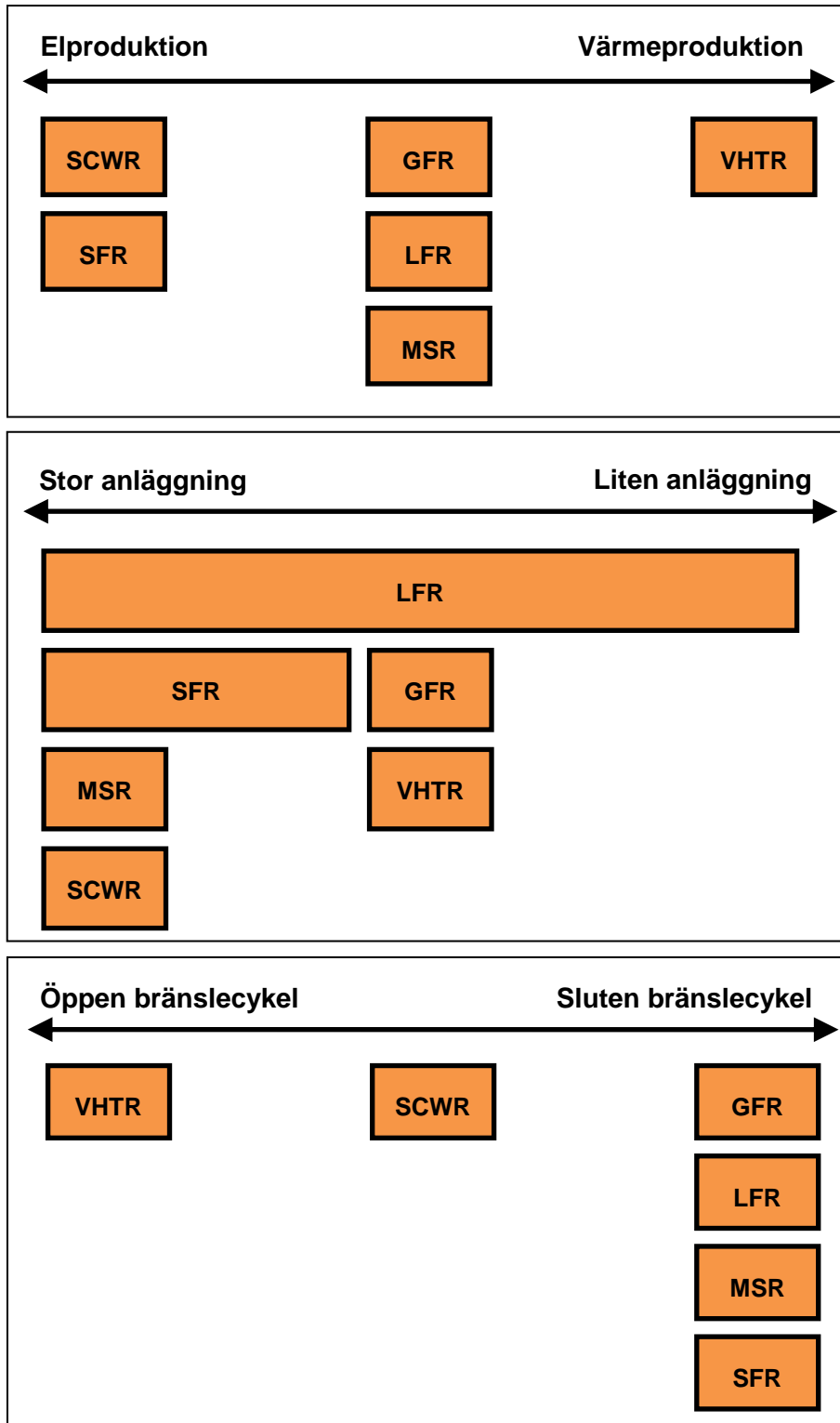
Tabell 1: De olika reaktorkoncepten i Generation IV.

| Svenskt namn | Engelskt namn | Förkortning |
|--------------------------------------|------------------------------------|-------------|
| Gaskyllda snabba reaktorer | Gas-Cooled Fast Reactor | GFR |
| Blykyllda snabba reaktorer | Lead-Cooled Fast Reactor | LFR |
| Saltsmältreaktorer | Molten Salt Reactor | MSR |
| Natriumkyllda snabba reaktorer | Sodium-Cooled Fast Reactor | SFR |
| Superkritiskt vattenkyllda reaktorer | Supercritical-Water-Cooled Reactor | SCWR |
| Högtemperaturreaktorer | Very High Temperature Reactor | VHTR |

På grund av variationerna i teknologival mellan de olika reaktortyperna lämpar de sig mer eller mindre väl till olika uppgifter. GIF har bland annat undersökt lämpligheten för elkraftsproduktion kontra processvärmeproduktion, småskalig kontra storskalig drift samt öppen kontra sluten bränslecykel. Vilka avseenden de olika reaktorkoncepten är optimerade för åskådliggörs i figur 2.

⁶ Nya i den meningen att de inte har använts för energiproduktion i större skala tidigare. De flesta reaktortyperna har testats i både laboratorieskala och olika former av teknologidemonstratorer.

⁷ En bridreaktor är en reaktor där mer än en fissil kärna produceras per kluven kärna, det vill säga att det i reaktorn produceras mer användbart bränsle än vad som förbrukas, till exempel genom neutroninfångning i ett källmaterial som då omvandlas till ett fissilt material.



Figur 2: Egenskaper hos de olika reaktorkoncepten i Generation IV.

Ursprungligen hade GIF en, med dagens efterkloka ögon, mycket optimistisk tidsplan där de första reaktorerna i generation IV i bästa fall skulle driftsättas redan 2015, se tabell 2.

Tidsplanen har reviderats flera gånger och har blivit mer försiktig och mindre konkret⁸. De tidigaste driftsättningsdatumen för försöksreaktorer och demonstratorer⁹ har flyttats fram till ca 2020 och fullskaliga Generation IV-system till ca 2030. Den teknologi som i dag anses ligga närmast driftstart är VHTR¹⁰ med en tidsplan som enligt DoE, men inte GIF, ska leda till en demonstrationsreaktor så tidigt som 2016 och en fullskalig reaktor 2021¹¹.

Tabell 2: Ursprungligt uppskattade driftsättningsdatum för de olika Generation IV-systemen.

| Reaktorsystem | Mest optimistiska datum |
|---------------|-------------------------|
| SFR | 2015 |
| VHTR | 2020 |
| GFR | 2025 |
| MSR | 2025 |
| LFR | 2025 |
| SCWR | 2025 |

GIF har identifierat ett antal forskningsområden som skär genom de sex olika reaktorkoncepten och påverkar flera, eller i vissa fall alla, av dem. De identifierade områdena är:

- Bränslecykeln
- Bränsle och material
- Energiproduktion
- Risk och säkerhet
- Ekonomi
- Icke-spridning och fysiskt skydd

Huvuddelen av den genomförda och i närtid planerade forskningen rör bränsle och material där det ställs mycket höga krav på nya reaktorteknologierna, både beroende på de höga temperaturer som de flesta av de nya reaktortyperna är verksamma vid, och på de nya och i flera fall korrosiva eller abrasiva kylmedier som är planerade att användas. Flera av reaktortyperna kan använda oxidbränsle liknande det som används i de flesta av dagens lättvattenreaktorer, men ytterligare forskning behövs om högre utbränningsgrader ska kunna nås. LFR, MSR och GFR kräver däremot nya typer av bränsle baserade på nitrid, flourid och karbid för respektive reaktortyp.

⁸ Se t.ex. Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems, Rev 1, 24 november 2008

⁹ Beroende om man tolkar Gen-IV som reaktorer byggda enligt GIF:s principer eller som reaktorer som utnyttjar någon av de sex reaktorteknologierna kan man få väldigt olika driftsättningsdatum. Om man väljer den senare tolkningen så har ett ganska stort antal försöksreaktorer likväl som några kraftproducerande reaktorer varit i drift redan så tidigt som på 1960-talet.

¹⁰ Se t.ex. Screening Tests for Selection of VHTR Advanced Fuel, Department of Energy, Doc. No. PC-000510 eller GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems, 21 augusti 2009

¹¹ Next Generation Nuclear Plant, A Report to the Congress, Department of Energy, april 2010.

Dagens zirkoniummetallbaserade strukturer och bränsleinkapslingar klarar i de flesta fall inte de höga temperaturer och aggressiva kylmedel som föreslås. Forskningen har istället inriktats mot nya material, såsom högpresterande rostfria stål, nickelbaserade legeringar, keramer, oxider och grafitbaserade material. De krav som ställs på de nya materialen och hur lösningen potentiellt kan se ut presenteras närmare i avsnitt 4.1.

GIF har under de drygt tio år som organisationen varit verksam genomfört en både djup och bred analys av de krav som ställs på den fjärde generationens reaktorer och publicerat avsevärda mängder forskningsmaterial och metastudier som tydligt beskriver den metodik som valts för utvärderingen av de olika kärnenergisystemen som kan ingå Generation IV.

3. Fjärde generationens reaktorer

Fjärde generationens reaktorer består, som tidigare nämnts, för närvarande av en uppsättning teoretiska reaktorkoncept utvecklade för att förbättra effektivitet, säkerhet, bränslehantering samt minimera spridningsrisken hos använt bränsle. Varje koncept innefattar en mängd olika varianter med gemensamma grundprinciper. För att ge en övergripande bild av koncepten beskrivs här dels vad som kännetecknar varje koncept, dels en eller ett par mer specifika reaktortyper som är representativa för varje koncept. De reaktorer som presenteras av GIF har tjänat som utgångspunkt i de fall specifika reaktordesigner studerats.

Precis som för de reaktorer som finns i dag behöver dessa reaktorer någon form av bränsle där vissa typer använder så kallat färskt bränsle, det vill säga bränsle som inte har tillverkats av tidigare använt bränsle som har upparbetats. Det färskt bränslet planeras att framställas i den del av kärnbränslecykeln som kallas *front end* på ett liknande sätt som i dag, där uran bryts i gruvor, koncentreras, vid behov anrikas och till slut omvandlas till en form som passar för respektive reaktor. Andra typer av reaktorer kan använda återanvänt, upparbetat, bränsle eller en kombination av färskt och återcirkulerat bränsle. Ytterligare andra reaktortyper kan producera bränsle från ett källmaterial, antingen direkt i härden eller i en omgivande så kallad *blanket*, vilket kallas bridning. Källmaterialet kan bestå av ^{232}Th eller ^{238}U som genom neutroninfångning och betasönderfall omvandlas till ^{233}U respektive ^{239}Pu . Både upparbetning och de flesta formerna av bridning förutsätter tillgång till en så kallad *back end* i form av upparbetningsanläggningar och möjlighet att hantera använt bränsle. Samma typ av upparbetningsanläggningar som kan användas för civil upparbetning kan även användas för militär upparbetning vilket i sig utgör en potentiell spridningsrisk.

Ur ett icke-spridningsperspektiv med befarad plutoniumproduktion kan det kortfattat konstateras att vissa av koncepten är uppenbart olämpliga för produktion av vapenplutonium på grund av att de använder höganrikat bränsle, transuranbränsle eller plutonium med hög andel ^{239}Pu eller ^{233}U . En reaktor som kräver dessa material är rimligen inte intressant för en proliferatör eftersom bränslet istället kan användas direkt i ett vapenprogram utan att bestrålas i en reaktor. Dessa reaktortyper har studerats för att undersöka hur de genom t.ex. användande av alternativt bränsle eller modifierad härd skulle kunna användas för att framställa vapenmaterial. Det bör dock noteras att kärnbränslecykler där det förekommer militärt användbara material som ^{233}U och plutonium med hög andel ^{239}Pu i separerad form i sig är mer spridningskänsliga än de utan då de kan användas för att motivera teknikutveckling och forskning inom området, dölja militära program samt utgöra en källa för diversion eller då en aktör väljer att bryta med världssamfundet och överföra anläggningar och material från ett civilt till ett militärt program, ett så kallat *break out*-scenario.

Några av reaktorkoncepten är emellertid teoretiskt möjliga att använda som utgångspunkt för ett plutoniumprogram utan vidare modifikation även om det förefaller opraktiskt då det krävs tillgång till en mer avancerad reaktortechnologi än vissa andra för plutoniumproduktion lika eller mer lämpliga reaktortyper. De reaktorkoncept som uppvisar störst lämplighet för plutoniumproduktion har modellerats och beräkningar har gjorts för att undersöka dels hur dessa skulle kunna användas för att framställa plutonium eller annat material för kärnladdningar, dels hur effektiva de kan vara. Plutoniumproduktion i Generation IV-reaktorer diskuteras vidare i avsnitt 6.2.

Tabell 3: Huvuddragen för reaktorkoncepten inom Generation IV¹².

| Koncept | Neutronspektrum | Kylmedel | Utloppstemp (°C) | Bränsle | Bränslecykel | Effekt (MW _e) | Ändamål |
|---------|------------------|---------------|------------------|--------------------------------------|-------------------------------------|---------------------------|------------------------------------|
| GFR | snabbt | helium | 850 | ²³⁸ U, MOX | sluten | 300 | el- och H ₂ -produktion |
| LFR | snabbt | bly, Pb-Bi | 550 | ²³⁸ U, MOX | sluten | 50–150, 300–400, 1200 | el- och H ₂ -produktion |
| MSR | termiskt, snabbt | fluoridsalter | 700 | UF ₄ i salt ¹³ | sluten | 1000 | el- och H ₂ -produktion |
| SFR | snabbt | natrium | 530-550 | ²³⁸ U, MOX | sluten | 300–1700 | elproduktion |
| SCWR | termiskt, snabbt | vatten | 510 | UO ₂ | öppen (t), sluten (s) ¹⁴ | 1700 | elproduktion |
| VHTR | termiskt | helium | 1000 | UO ₂ | öppen | 300 | el- och H ₂ -produktion |

Huvuddragen av de sex reaktorkoncepten sammanfattas i tabell 3 ovan. Som synes använder flertalet av systemen sluten bränslecykel¹⁵ för att på detta sätt kunna utnyttja bränslet maximalt samtidigt som mängden avfall minimeras. De flesta koncepten använder sig av snabba neutroner¹⁶. Vidare värt att notera är att endast ett av koncepten använder vatten som kylmedel (SCWR). Två är heliumkylda (GFR och VHTR) och övriga kyls med bly/vismut (LFR), natrium (SFR) eller fluoridsalter (MSR). De tre sistnämnda verkar dessutom vid relativt lågt tryck vilket medför betydande säkerhetstekniska fördelar. Ytterligare noterbart är att bränslet i det sistnämnda fallet finns löst i det cirkulerande kylmedlet. Utloppstemperaturen varierar mellan 500–1000 °C, jämfört med mindre än 350 °C i dagens lättvattenreaktorer, vilket innebär att flertalet av koncepten skulle kunna användas för andra ändamål än ren elproduktion såsom t.ex. termokemisk produktion av vätgas¹⁷. Reaktorerna med hög utloppstemperatur är de som främst sammankopplas med andra processer vilket i första hand är VHTR-, GFR-, LFR- och MSR-koncepten.

Ur icke-spridningssynpunkt är det av vikt att notera att koncepten som använder ett snabbt neutronspektrum inte nödvändigtvis är bridreaktorer¹⁸ i vanlig mening där ²³⁹Pu produceras i härden ytterkanter i en mantelkonfiguration (*blanket assembly*) för att sedan upparbetas och användas centralt i härden. I stället sker plutoniumproduktionen mer homogent. Det bildade plutoniumet fissioneras därmed i hög grad utan behov av omladdning och bearbetning.

¹² Sammanställd från <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>

¹³ Även torium- och plutoniumfluorider kan tänkas som bränsle

¹⁴ Indexeringen avser (t)ermiskt respektive (s)nabbt neutronspektrum

¹⁵ Om det använda bränslet inte upparbetas utan skickas direkt till slutförvaring kallas det öppen bränslecykel (*once-through*), om däremot bränslet upparbetas på något sätt efter användning för att kunna användas på nytt kallar man bränslecykeln för sluten.

¹⁶ De lättvattenreaktorer som i dag är i drift utnyttjar s.k. termiska neutroner. Snabba neutroner har högre energi än termiska neutroner. En reaktor som utnyttjar snabba neutroner använder generellt ingen moderator eftersom moderatorns uppgift är att bromsa ned de snabba neutroner som bildas vid klyvning av tunga atomkärnor. Vanligt vatten har mycket bra moderatoregenskaper varför en reaktor som tänkt utnyttja ett snabbt neutronspektrum inte kan använda vatten som kylmedel eftersom vattnet då även skulle fungera som moderator för de snabba neutronerna. De reaktorkoncept som innebär utnyttjande av enbart snabba neutroner kyls därför med flytande natrium (SFR), flytande bly (LFR) och helium (GFR).

¹⁷ Se t.ex. Elder and Allen "Nuclear heat for hydrogen production: Coupling a very high/high temperature reactor to a hydrogen production plant" *Progress in Nuclear Energy* 51 (2009) 500–525 och referenser däri [doi:10.1016/j.pnucene.2008.11.001](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2008.11.001)

¹⁸ Bridreaktor: en kärnreaktor i vilken fler fissila atomkärnor produceras än som förbrukas.

Avsnitt 3.1–3.6 som följer nedan beskriver övergripande och i korta ordalag respektive reaktorkoncept var för sig och är huvudsakligen sammanställda från¹⁹ där också mer detaljerad information kan inhämtas om bl.a. nuvarande status, fortsatt nödvändig forskning etc. Det ska vidare nämnas att vi i möjligaste mån valt följa GIF:s skildring av reaktorkoncepten, med de där valda designparametrarna, varför de tabulerade parametrarna för respektive referensreaktor och koncept inte nödvändigtvis är helt identiska. I text och tabeller används därför också omväxlande både elektrisk- som termisk effekt (MWe, MWt)²⁰. För att belysa skillnader och likheter görs även en kortare jämförelse mellan den blykylda snabbreaktorn (LFR) och den natriumkylda snabbreaktorn (SFR) i avsnitt 3.4.1.

Material och bränsle diskuteras i detalj i avsnitt 3.7.

3.1. Gaskyld snabbreaktor (GFR)

Den gaskylda snabbreaktorn – GFR – är utformad för hög effektivitet där bränslet utnyttjas i så hög utsträckning som möjligt samtidigt som minimal mängd avfall genereras²¹. Detta åstadkoms genom fission av högre aktinider som bildas i härden samt upparbetning och återanvändning av bränslet i en sluten cykel. Reaktorn är heliumkyld och använder sig av ett snabbt neutronspektrum för att generera lika mycket eller mer fissilt material än som konsumeras (bridning). Urankomponenten i bränslet utgörs av naturligt eller utarmat uran, samtidigt som plutonium används utan separation från övriga transuraner, vilket minskar spridningsriskerna²². Bridningen äger rum homogent i härden, dvs. inte i en yttre mantel (*breeder blanket*). Figur 3 visar den tänkta principen för GIF:s GFR-koncept. Den höga kylmedelstemperaturen gör det möjligt att producera elektricitet, vätgas eller processånga med hög temperatur. Referensmodellen är en reaktor på 600 MW_t med en heliumdriven gasturbin med hög termisk effektivitet vilket gör GFR-konceptet mycket fördelaktigt rent ekonomiskt. Kylmedlets utloppstemperatur är 850 °C och härden tänks i första hand utformas med en stav- eller plattbaserad bränslekonfiguration, alternativt med bränslet i prismatiska block. De höga temperaturerna i härden ställer särskilda krav på termisk beständighet och konduktivitet hos bränsle och bränsleinkapsling, vilket föranleder användandet av urankarbid respektive kiselkarbid.

Ett av huvudmålen med konceptet är att ha en integrerad anläggning för upparbetning av använt kärnbränsle och nyttillverkning av bränsle i nära anslutning till reaktorn. Den slutna bränslecykeln gör att bränslet kan utnyttjas betydligt effektivare än i dagens termiska reaktorer med öppen bränslecykel. Eftersom konceptet använder snabba neutroner finns möjlighet att använda både fissilt och fertilt bränsle²³.

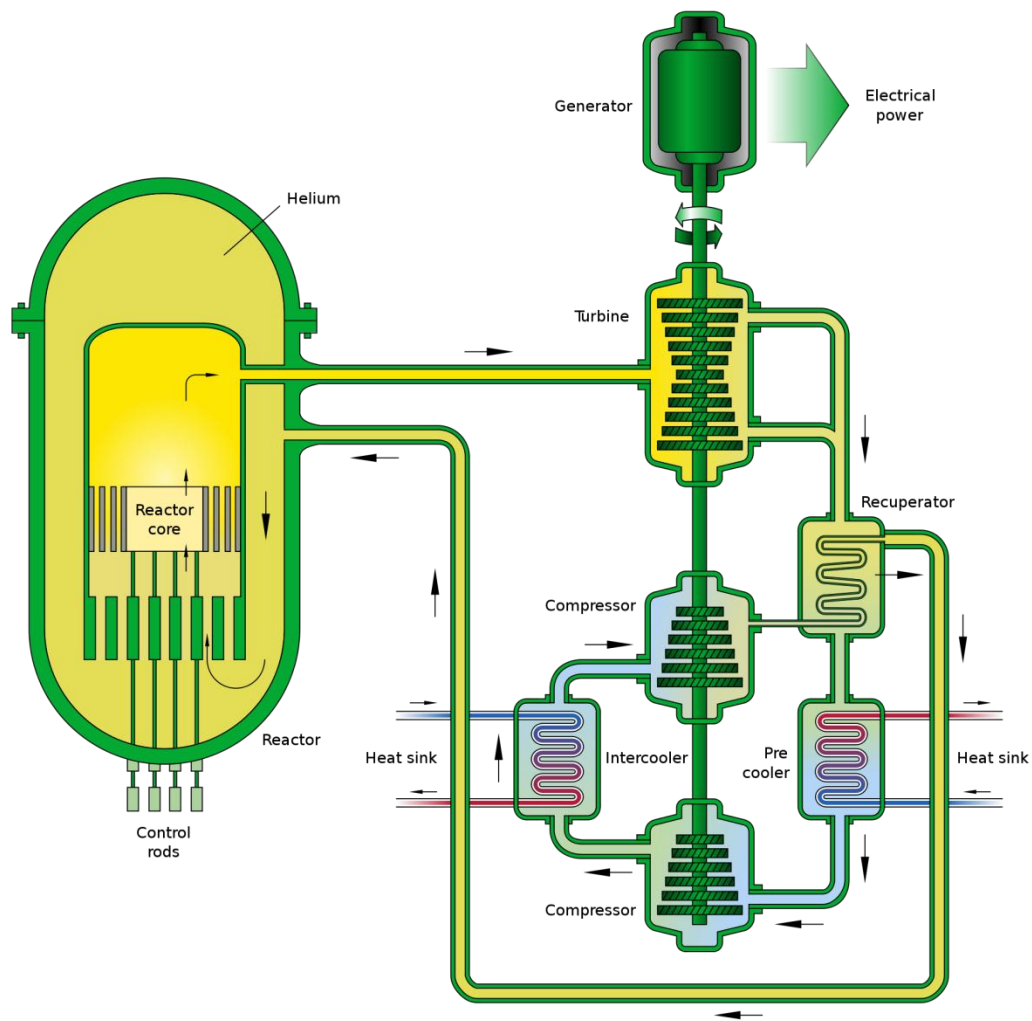
¹⁹ "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems", U.S. DoE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, GIF-002-00, December 2002, <http://www.gen-4.org/>; World Nuclear Association, Generation IV Nuclear Reactors, <http://www.world-nuclear.org/info/inf77.html>; S. Björnsson, "Framtidens kärnreaktorer – En översikt av olika reaktorkoncept med fokus på material- och reaktorkemirelaterade frågeställningar", Studsvik Report N-07-112; Abram and Ion "Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science" Energy Policy 36 (2008) 4323-4330, [doi:10.1016/j.enpol.2008.09.059](https://doi.org/10.1016/j.enpol.2008.09.059)

²⁰ Den elektriska effekten är vad reaktorn matar ut på nätet och den termiska effekten är reaktorns totalt utvecklade värmeeffekt. Ofta anges detta med index "e" respektive "t" efter effektenheten.

²¹ Anzieu, Stainsby & Mikityuk, "Gas-Cooled Fast Reactor (GFR): Overview and Perspectives", Proceedings of the GIF Symposium Paris, France, 9–10 September 2009.

²² Brunel et al., The Generation IV Project "GFR Fuel and Other Core Materials", Proceedings of the GIF Symposium Paris, France, 9–10 September 2009.

²³ Fertilt bränsle: bränsle som direkt eller indirekt kan omvandlas till fissilt bränsle genom neutroninfångning



Figur 3: Principskiss över den gaskylda snabbreaktorn (GFR)

Från 60- till 80-talet ansågs gaskylda snabbreaktorer som ett fullgott alternativ till de metallkylda snabbreaktorerna (*Liquid Metal Fast Breeder Reactor, LMFBR*) som då var under utveckling. Det visade sig emellertid att GFR kom till korta inom en rad områden, den föreslagna designen hade bland annat avsevärt sämre värmeöverföringsförmåga än LMFBR, vilket tillsammans med en rad andra problem medförde att utvecklingen tillfälligt avstannade. I dagsläget finns heller ingen enhetlig GFR-design²⁴ eller experimentell prototyp²⁵, inte desto mindre har arbetet så här långt resulterat i framtagande av potentiella bränslen, material, komponenter och system för utformning av ett solitt koncept. Erfarenhetsmässigt finns kunskap att hämta från ett antal gaskylda reaktorer såsom exempelvis Dragon Project i England²⁶, AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) i Tyskland²⁷ samt HTTR projektet i Japan²⁸ och HTR-10 i Kina²⁹.

²⁴ GEN4FIN Working Group – Advisory Committee on Nuclear Energy at the Ministry of Trade and Industry, “Finnish research network for generation four nuclear energy systems” VTT Working papers 90, Espoo 2008

²⁵ Abram and Ion “Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science” Energy Policy 36 (2008) 4323-4330, doi:10.1016/j.enpol.2008.09.059

²⁶ Se t.ex. <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1726>

²⁷ Beck & Pincock, “High Temperature Gas-cooled Reactors Lessons Learned Applicable to the next Generation”, Idaho National Laboratory, INL/EXT-10-19329

För GFR återstår emellertid ett antal tekniska problem som måste lösas. Några av de största utmaningarna är att hitta material som vid incidenteter och oförutsedda händelser kan klara av temperaturer upp till 1600 °C. Keramiska material betraktas därför som förstahandsval både för kapsling av bränslet och övriga material i härden och i dess närhet. Utvecklingen och framtagande av lämpliga material som tål höga temperaturer är i mångt och mycket ett gemensamt problem för GFR och den gas-kylta högttemperaturreaktorn (VHTR, avsnitt 3.6).

En annan utmaning rör bränslefrågan där ett robust högttemperaturbränsle som tål höga strålnivåer, termiska och mekaniska påfrestningar måste utvecklas. De koncept som i dagsläget främst beaktas bygger på traditionella pelletskoncept. Ett flertal bränslekandidater är aktuella och kommer att väljas ut bl.a. utifrån dess egenskaper och tålighet vid höga temperaturer samt förmåga att hålla kvar fissionsprodukter. I ett längre tidsperspektiv kan det även bli aktuellt att utveckla keramtäckta bränslelement, optimerade i någon form av keramisk eller metallisk matriskonfiguration.

Tabell 4: Några ungefärliga designparametrar för GFR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|---------------------------|--|
| Reaktoreffekt | 600 MW _t |
| Kylmedelstemperatur in/ut | 490/850 °C (vid 90 bar) |
| Kylmedel | Helium |
| Referensbränsle | UPuC/SiC (70/30%) med ca: 20% Pu innehåll |
| Effekttäthet | ~ 100 MW _t /m ³ |
| Nettoeffektivitet | 48 % |

Vidare kvarstår, vilket generellt gäller för alla Generation IV-koncept, ett flertal frågor rörande processer förknippade med den slutna bränslecykeln som troligtvis kommer att baseras på antingen avancerade vatten- eller pyrometallurgiska bearbetningsalternativ (se kapitel 4 för närmare beskrivning av de ingående processerna), samt säkerhetsaspekter som exempelvis system för bortföring av restvärme³⁰.

²⁸ High Temperature Engineering Test Reactor, se <http://htr.jaea.go.jp/eng/>

²⁹ Se t.ex. "Licensing experience of the HTR-10 Test Reactor", Sun, Y.; Xu, Y. (Inst. of Nuclear Energy Technology, Qinghua Univ., Beijing) och Zuoyi Zhang et al., "Current Status and Technical Description of Chinese 22 x 250 MWth HTR-PM Demonstration Plant", Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 1212–1219. [doi:10.1016/j.nucengdes.2009.02.023](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.02.023)

³⁰ "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems", U.S. DoE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, GIF-002-00, December 2002

3.2. Blykyld snabbreaktor (LFR)

LFR – den blykylda snabbreaktorn – kyls med flytande bly alternativt en blandning av bly och vismut. Reaktorn är tänkt att ha en sluten bränslecykel och använder ett snabbt neutronspektrum. Systemet kommer sannolikt att drivas vid atmosfärstryck. Figur 4 visar den tänkta principen.

På grund av de svaga moderatoregenskaperna hos bly är det mycket lämpligt som kylmedel i en snabbreaktor. Dess låga neutronabsorptions- och nedbromsningsförmåga gör det möjligt att ha en relativt öppen bränslekonfiguration vilket i sin tur skulle förenkla den naturliga cirkulationen. Bly har också fördelen att expandera kraftigt vid uppvärmning, vilket möjliggör självcirkulation med hjälp av konvektion genom härden. Flera olika varianter förekommer vad gäller bränsle: uranbränsle med bridning av fertilt uran, MOX-bränsle med reaktor- eller vapenplutonium, bridning med torium och olika kombinationer av dessa. De ledande koncepten bland blykylda reaktorer inom GIF är den amerikanska SSTAR^{31,32} och den europeiska ELSY, där SSTAR är en mindre reaktor med en effekt på ca 20 MW_e och ELSY är tänkt för mer storskalig energiproduktion med effekten 600 MW_e. Härdinneslutningen för SSTAR är designad för att kunna levereras i färdigt skick och härdens nitridbränsle kyls genom naturlig konvektion. Viktiga designparametrar för ELSY har varit att reducera anläggningens primära systemvolym och komplexitet vilket har resulterat i en rad okonventionella lösningar för att öka åtkomsten till komponenter i härden för underhåll och reparation.

Reaktorer med flytande metall som kylmedel kan göras mycket kompakta och reaktortypen har huvudsakligen tidigare använts som ubåtsreaktor i t.ex. den ryska Alfa-klassen³³ från vilka erfarenheter finns att hämta. Storleken på de föreslagna anläggningarna är flexibel, allt från små fabriksbyggda nyckelfärdiga anläggningar ("transportabla batterier") på 50–150 MW_e som kan köras länge utan bränslebyten (15–20 år), till större modulsystem på 300–400 MW_e, och stora monolitiska anläggningar på 1200 MW_e. Flexibiliteten gör att LFR kan möta kraven både som centralt och avlägset placerad kraftstation, där den nyckelfärdiga batterivarianten är billig och tänkt för områden med små nät eller utvecklingsländer utan inhemsk nukleär infrastruktur.

De största kvarvarande utmaningarna innan konceptet kan realiseras rör främst material- och bränslefrågor samt teknik förknippade med bränslecykeln. Det ska i sammanhanget också nämnas att konceptet är speciellt intressant för utvecklingen av subkritiska acceleratordrivna transmutationssystem eftersom kylmedlet samtidigt också skulle kunna fungera som spallationsmål³⁴.

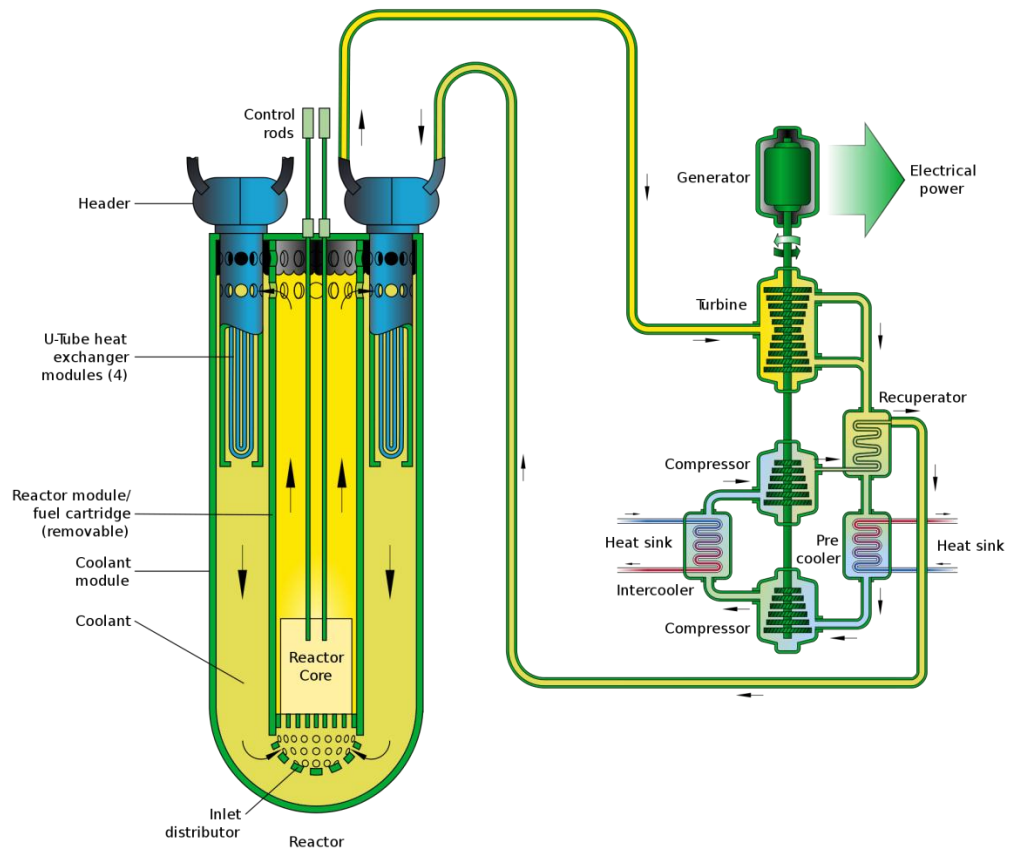
Den blykylda snabbreaktorn har mycket gemensamt med den natriumkylda snabbreaktorn (SFR, avsnitt 3.4) varför en kort jämförelse dem emellan görs i avsnitt 3.4.1.

³¹ Smith et al., SSTAR: The US lead-cooled fast reactor (LFR), *Journal of Nuclear Materials*, vol. 376, issue 3, s. 255-259

³² Sienicki et al, "Status Report on the Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR)/Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) and Supporting Research and Development", Argonne National Laboratory, Report Number: ANL-GenIV-089, 29 September 2006.

³³ Se t.ex. <http://www.world-nuclear.org/info/inf34.html>

³⁴ Abram and Ion "Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science" *Energy Policy* 36 (2008) 4323-4330, [doi:10.1016/j.enpol.2008.09.059](https://doi.org/10.1016/j.enpol.2008.09.059)



Figur 4: Principskiss över den blykylda snabbreaktorn (LFR)

Tabell 5: Några ungefärliga designparametrar för LFR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|------------------------|--|
| Reaktoreffekt | 125-400, ~1000, 3600 MW _t |
| Kylmedelstemperatur ut | 550 °C |
| Kylmedel | Bly, bly-vismut |
| Referensbränsle | MOX, i ett senare utvecklingsstadium metall- och nitridbaserat |
| Utbränning | ~ 100–150 GWd/ton ³⁵ |

³⁵ GWd/ton = Gigawattdygn per ton tungmetall

3.3. Smältsaltreaktorn (MSR)

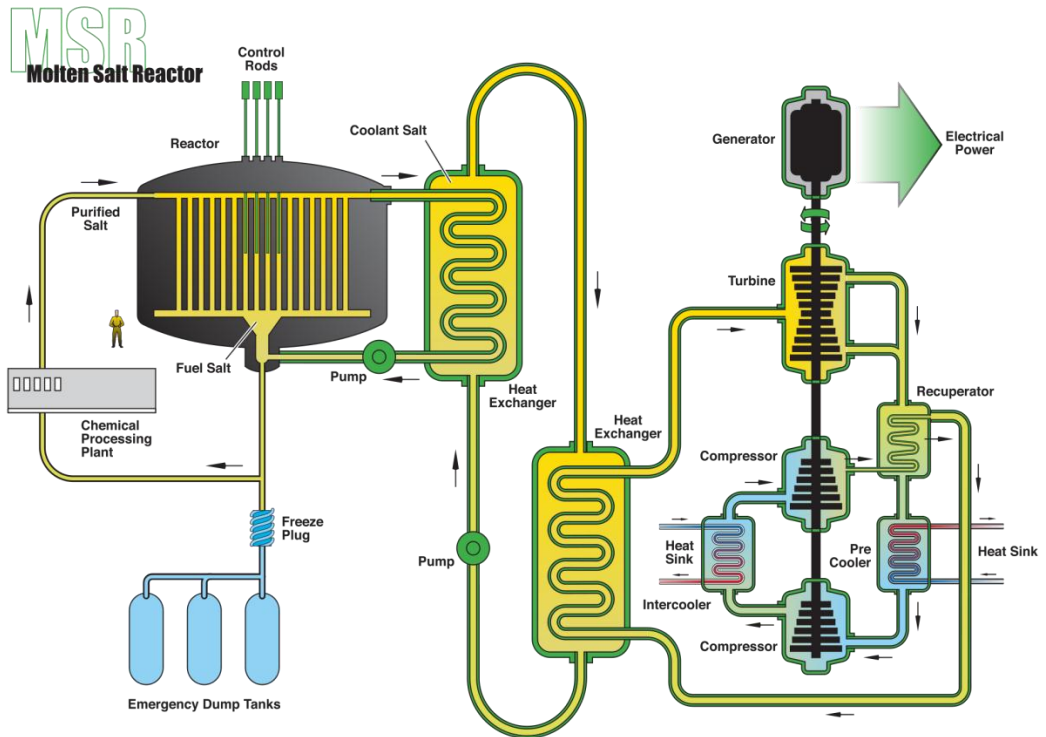
Smältsaltreaktorn – MSR – skiljer sig från GIF:s övriga reaktorkoncept på ett avgörande sätt då den använder flytande bränsle. Bränslet utgörs av ett eutektikum³⁶ av salter. De vanligaste smältorna består av torium- och uranfluorid lösta i exempelvis litiumfluorid. Reaktorkoncept med flytande saltbränsle har funnits länge och har sitt ursprung i de i förtid avbrutna försöken att utveckla reaktordrivna flygplan i USA efter andra världskriget. GIF:s tänkta princip åskådliggörs i figur 5. Tidigare dominerades konceptet av grafitmodererade reaktorer med termiskt neutronspektrum. De senaste åren har emellertid fokus förskjutits mot snabba smältsaltreaktorer, MSFR, (*Molten Salt Fast Reactor*)³⁷. Detta för med sig de fördelar snabba reaktorer har, såsom bättre utnyttjande av bränslet och mindre avfallsvolymer. Vidare har MSFR kraftigt negativ voidkoefficient vilket medför en inherent kriticitetssäkerhet.

Bränslesalterna, torium- och urantetrafluorid, löses i en matris av fluoridsalter och pumpas genom reaktorhärden med en uppehållstid på under en minut. Eftersom bränslet utgörs av uran-, torium- och plutoniumfluorider lösta i en blandning av smälta fluorider behövs inte några egentliga bränsleelement, vilket medför att bränslecykeln blir förhållandevis enkel. Saltet fungerar sålunda både som bränsle och kylmedel och cirkulerar kontinuerligt genom härden och vidare genom en värmeväxlare. Värmen överförs där till en sekundär krets. En liten del av saltet avleds genom en bearbetningsanläggning där fissionsprodukter tas bort och nytt klyvbart material tillförs. Denna fortlöpande bearbetning av bränslet möjliggör kontinuerlig drift utan avställningar för bränslebyte. Vidare kan hela inventariet av det flytande bränslet tömmas från reaktorn i händelse av en olycka, ett så kallat fullt passivt skydd. Ytterligare fördelaktiga aspekter ur säkerhetssynpunkt är bl.a. fluoridsmältans höga kokpunkt på ungefär 1400 °C, vilket är högt över temperaturen för den cirkulerande saltsmältan, där fissionsreaktionerna i härden sker vid 700–800 °C, samt att den radiologiska källtermen vid en eventuell olycka torde bli relativt måttlig eftersom fissionsprodukterna fortlöpande förs bort från bränslet.

MSR-konceptet står emellertid inför flera utmaningar, speciellt när det gäller material och prestanda, där kombinationen av frätande och radioaktivt salt samt ett högt neutronflöde ställer höga krav på primärkretsens rörledning. I de långsamma reaktorerna kommer grafitvärden också att bli utsatt för mycket höga stråldoser och kommer med största sannolikhet att behöva ersättas någon gång under reaktorns livstid. Även den kemiska behandlingen av det högaktiva saltet kommer att ställa extrema krav på processutrustningen.

³⁶ Ett eutektikum är ett system av flera komponenter där sammansättningen är sådan att smältpunkten är lägre än för var och en av de ingående komponenterna.

³⁷ Renault et al., "The Molten Salt Reactor (MSR) in Generation IV – Overview and perspectives", Proceedings of the GIF Symposium Paris, France, 9–10 September 2009.



Figur 5: Principskiss över smältsaltreaktorn (MSR)

Tabell 6: Några ungefärliga designparametrar för MSR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|--|---|
| Reaktoreffekt | 2000 MW _t |
| Bränslesaltets in- och utloppstemperatur | 565/700 °C (850 °C ut för vätgasproduktion) |
| Kylmedel | Fluoridsalter |
| Referensbränsle | uran-, torium- och plutonium-fluorider |
| Effekttäthet | 22 MW/m ³ |
| Nettoeffektivitet | 44–50 % |
| Moderator | Snabb eller grafit |

3.4. Natriumkyld snabbreaktor (SFR)

SFR – den natriumkylda snabbreaktorn – använder snabba neutroner och natriumkylning kombinerat med en sluten bränslecykel för effektiv omvandling av fertilt uran och hantering av aktinider³⁸. Storleken kan varieras från modulsystem på omkring 300 MW_e till större reaktorer på uppemot 1700 MW_e. Eftersom natrium reagerar väldigt häftigt med syre och vatten måste systemet utformas så att sådana reaktioner undviks. För att öka säkerheten tänker man sig ett sekundärsystem som buffert mellan det radioaktiva primärsystemet och turbinanläggningen. Elproduktionen sker sålunda via en sekundärkrets vilken även den utgörs av flytande natrium. Primärsystemet kommer, såsom även LFR, sannolikt att köras vid atmosfärstryck.

Redan tidigt i kärnkraftsindustrins historia ansågs det natriumkylda reaktorkonceptet vara relativt lättframkomligt, vilket förutom elproduktion dessutom medgav en sluten bränslecykel. Reactorer av denna typ har redan konstruerats och drivits i Frankrike, Japan, Tyskland, Storbritannien, Ryssland USA och Indien vilket resulterat i långt över 100-reaktorårs erfarenhet. Av alla Generation IV-koncepten är SFR det mest beprövade briderkonceptet. Systemet kan konstrueras både som pool- och loopdesign. Prestandamässigt är pool- och loopreaktorer relativt likvärdiga, det har emellertid hittills byggts fler storskaliga poolreaktorer runt om i världen. En nackdel med pooldesignen är att reaktorinneslutningen måste byggas på plats vilket kan göra det besvärligare att säkerställa standarden på alla komponenter. En loopreaktor kan dock konstrueras i mindre delar vilka kan kvalitetssäkras redan i fabriken för att sedan monteras ihop på plats. Driftmässigt är poolreaktorer generellt sett enklare att underhålla och övervaka eftersom tillgängligheten är större och innehåller färre slingor som måste inspekteras. Figur 6 visar den tänka principen av en pooldesign.

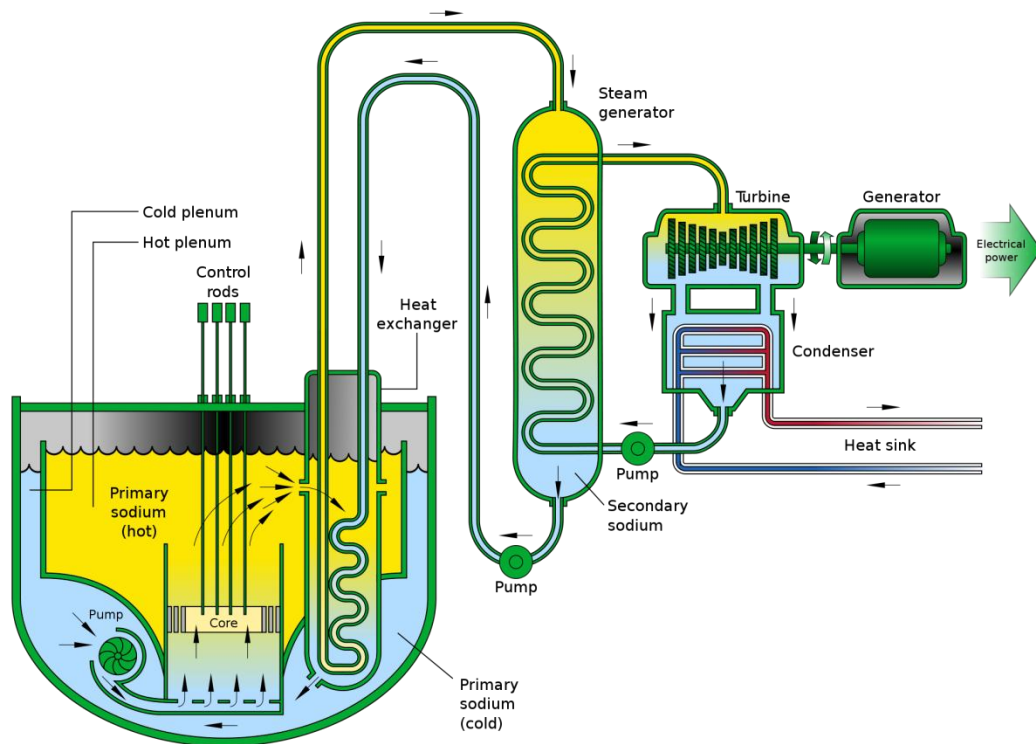
För en bränslecykel med full aktinidåtervinning finns ett flertal tänkbara möjligheter med för närvarande två huvudalternativ. Dels ett mellanstort koncept (150–500 MW_e) med bränsle av en metallisk legering av uran, plutonium och zirkonium och med möjlighet till pyrometallurgisk efterbehandling i en anslutande anläggning i reaktorns närhet, dels en större variant (500–1500 MW_e) med uran-plutonium-oxidbränsle (konventionellt MOX) och med bränsletillverkning, baserad på avancerad vätskeseparation, från en central upparbetningsanläggning som kan betjäna ett flertal reaktorer. Båda bränslealternativen är väl beprövade men det finns betydligt större erfarenheter av användning av konventionellt MOX-bränsle än metallegeringen.

Drifttemperaturen för det utgående kylmedlet är i båda versionerna omkring 550 °C. Den förhållandevis låga utloppstemperaturen gör att ferritiska och austenitiska konstruktionsmaterial kan användas. Vidare har konceptet generellt sett stora fördelar ur korrosionssynpunkt och val av konstruktionsmaterial eftersom natrium själv inte orsakar några korrosionsangrepp och dessutom kräver att varken vatten eller syre finns närvarande i systemet.

Innan konceptet kan realiseras kommersiellt återstår emellertid ett antal tekniska problem som måste lösas varav några av de främsta rör säkerhetsaspekter, utveckling av oxidbränsletillverkning samt delar av bränslecykeln.

Som tidigare nämnts är SFR och LFR-koncepten relativt lika varandra varför en kort jämförelse görs nedan.

³⁸ Ichimiya et al., "Overview of R&D Activities for the Development of a Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System", Proceedings of the GIF Symposium Paris, France, 9–10 September 2009.)



Figur 6: Principskiss över den natriumkylda snabbreaktor (SFR) av pooldesign

Tabell 7: Några ungefärliga designparametrar för SFR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|---------------------|-------------------------------------|
| Reaktoreffekt | 1000–5000 MW _t |
| Kylmedelstemperatur | 530–550 °C |
| Kylmedel | Natrium |
| Referensbränsle | Oxid eller metallegering |
| Effekttäthet | 350 MW _t /m ³ |
| Utbränning | ~ 150–200 GWd/ton |

3.4.1. En jämförelse mellan LFR och SFR

LFR-konceptet är relativt likt SFR-konceptet förutom att kylmedlet antingen är bly eller en bly/vismut-blandning. Generellt kan bly anses som ett säkrare kylmedel än natrium som reagerar häftigt med vatten och därför kräver extra isolerade värmväxlare. Nackdelen med rent bly som kylmedel är emellertid dess relativt höga smältpunkt (327 °C), en temperatur som kan vara svår att bibehålla i hela kylsystemet med alla dess komponenter under t.ex. en avställning. Bly/vismut däremot har en lägre smältpunkt (~125 °C, beroende av blandningshalt), men har å andra sidan olägenheten att den ur radiologisk synpunkt mycket olämpliga nukliden ²¹⁰Po bildas från vismut.

Bly har (vid normalt tryck och temperatur) mer än 11 gånger så hög densitet som natrium och kräver därför avsevärt högre pumpeffekt, vilket medför att det blir betydligt svårare att uppnå seismiskt säkra anläggningskonstruktioner. Vidare är bly och alla dess föreningar giftiga varför direktkontakt måste minimeras. Sist men inte minst fordrar blyets korrosiva egenskaper vid kontakt med bland annat syre noggrann syrekontroll och användning av mycket korrosionsbeständiga material.

För att jämföra systemen ytterligare, är kokpunkten för bly 1740 °C (Pb/Bi 1670 °C) avsevärt mycket högre än den för natrium (883 °C), vilket medför att en reaktor kan drivas vid högre temperatur om man använder bly som kylmedel istället för natrium vilket i sin tur ger en effektivare elproduktion. Vidare minskar den högre kokpunkten för bly risken för en incident där kylmedlet försvinner. Eftersom en blykyld reaktor drivs vid temperaturer som är mycket lägre än kylmedlets kokpunkt är det mindre sannolikt att, som exempelvis vid en eventuell reaktoröverhettning, kylmedlet hastigt kokar bort. Natriumkylda reaktorer drivs vid temperaturer mycket närmare kokpunkten för kylmediumet³⁹.

3.5. Superkritiskt vattenkyld reaktor (SCWR)

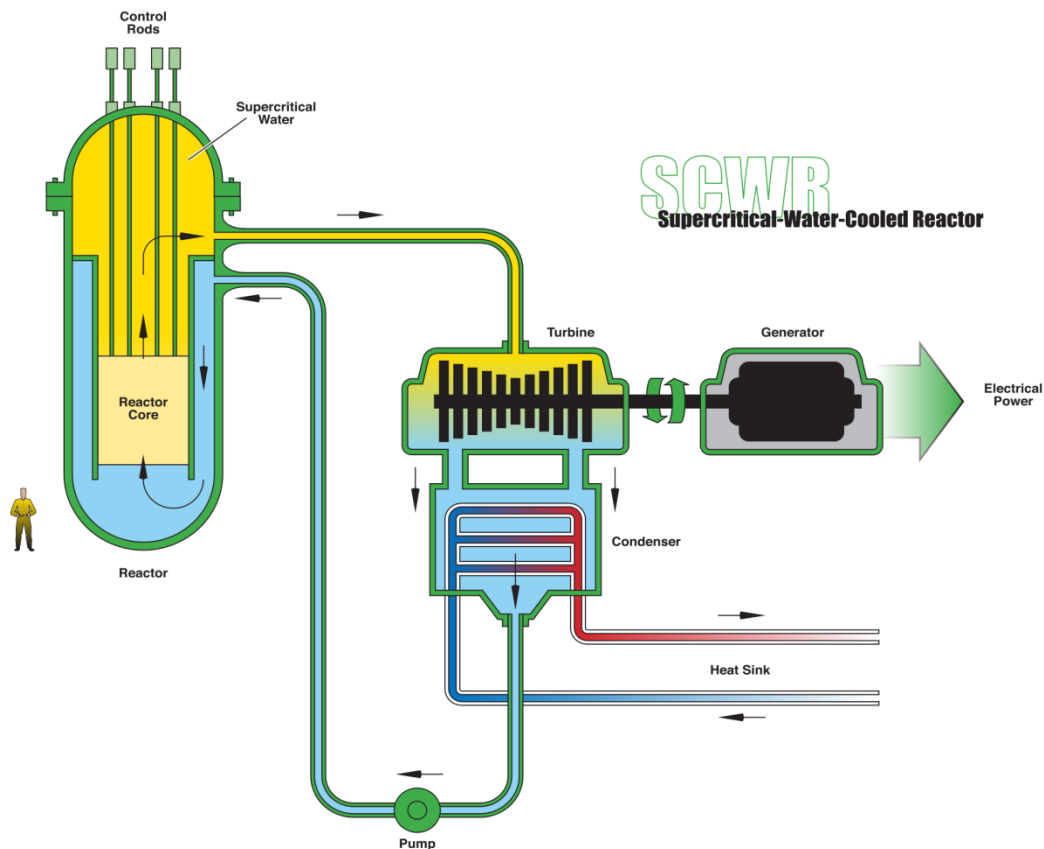
SCWR – den superkritiska vattenkylda reaktorn – drivs med hög temperatur och högt tryck. Systemet utnyttjar superkritiskt vatten både som kylmedel och moderator. Drifttemperaturen ligger över den termodynamiska kritiska punkten för vatten, dvs. 374 °C och 22,1 MPa. När vatten befinner sig över den kritiska punkten försvinner fasgränsen mellan vätska och gas, vilket innebär att vattnet inte kokar i vanlig mening utan övergår till ett superkritisk medium vid upphettning. Generellt sett kan man säga att en SCWR är en LWR som körs med högre tryck och temperatur än konventionella LWR, där fördelen med SCWR-konceptet är att dess konstruktion kan förenklas avsevärt jämfört med LWR. Eftersom vattnet endast finns närvarande i en fas, behövs t.ex. varken tryckhållartank eller ånggeneratorer som i en PWR eller fuktavskiljare och ångseparatorer som i en BWR. Eftersom processtrycket ligger högre än det kritiska trycket försvinner även risken för kokning så länge trycket kan upprätthållas. Figur 7 visar den tänkta principen.

Superkritiskt vatten är emellertid avsevärt mer korrosivt än vatten vid det tryck och den temperatur som befintliga LWR-anläggningar körs med. Trycket och temperaturer kommer även att medföra stora utmaningar för att förhindra radiolytiska dissociationer och kan kräva betydligt mer komplicerade kemikontrollsystem. Ett flertal nyckelmaterial, till exempel bränsleinkapslingsmaterialet Zircaloy skulle inte klara av förhållandena i en SCWR och alternativa material måste därför tas fram.

Själva bränslet planeras vara av traditionellt LWR-typ, men då bränsleinkapslingen troligtvis kommer att bestå av någon form av rostfritt stål eller nickelbaserade legeringar medför detta att bränslet sannolikt måste anrikas mer (~1 %) än för ordinarie LWR-bränsle för en viss given utbränning. Förhoppningen är att reaktoreffektiviteten kommer att kompensera för detta genom en ökad elproduktion. För att nå en lika hög utbränning som i en LWR måste emellertid bränslet anrikas till mer än 5 % vilket märkbart kommer att påverka anrikningsanläggningar, bränslefabriker och tillhörande transportsystem⁴⁰.

³⁹ För en mer detaljerad jämförelse, se t.ex. Tucek et al., "Comparison of sodium and lead-cooled fast reactors regarding reactor physics aspects, severe safety and economical issues" Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1589–1598 och referenser däri [doi:10.1016/j.nucengdes.2006.04.019](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.04.019)

⁴⁰ "Finnish research network for generation four nuclear energy systems" ISBN 978-951-38-7149-9



Figur 7: Principskiss över den superkritiska vattenkylda reaktorn (SCWR)

SCWR är primärt designad för effektiv elproduktion, men ett flertal olika konfigurationer är för närvarande tänkbara och i princip kan konceptet utnyttja både termiska och snabba neutroner beroende på vald härddesign. Det senare alternativet utgår från en sluten bränslecykel och full aktinidåtervinning med avancerad vätskebehandling i en speciell anläggning. För alternativet med termiska neutroner tänker man sig en öppen bränslecykel.

Tabell 8: Några ungefärliga designparametrar för SCWR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|---------------------------|---------------------------------------|
| Reaktoreffekt | 3800 MW _t |
| Kylmedelstemperatur in/ut | 280/510 °C |
| Kylmedel | Vatten |
| Referensbränsle | UO ₂ |
| Effekttäthet | ~ 100 MW _t /m ³ |
| Nettoeffektivitet | 44 % |
| Utbränning | ~ 45 GWd/ton |
| Moderator | Vatten |

De befintliga LWR-anläggningarna utgör bas för utveckling och utformning av SCWR-konceptet, men ännu har ingen egentlig prototyp testats. Det saknas vidare underlag till materialval för utformningen av primärsystemet vilket tänks designas på liknande sätt som dagens BWR. Själva reaktortanken tänker man sig emellertid konstrueras som liknande dagens PWR. Den japanska superkritiska lättvattenreaktorn (SCLWR⁴¹) har i stor utsträckning används som referensdesign för SCWR.

3.6. Gaskyld högttemperaturreaktor (VHTR)

VHTR – den gaskylda högttemperaturreaktorn – är en vidareutveckling av högttemperaturreaktorn (HTR) vilken föreslogs redan på 50-talet och sedan dess har testats i några olika prototyper och i ett flertal experimentanläggningar⁴². Erfarenheter från dessa reaktorer är ganska omfattande och kan utnyttjas vid utvecklingen av konceptet. VHTR nyttjar termiska neutroner, kyls med helium och modereras med grafit. Utloppstemperaturen är minst 900 °C och man strävar efter att komma över 1000 °C vilket anses vara tillräckligt för att för att reaktorn effektivt ska kunna utnyttjas för H₂-produktion. Förutom H₂-produktion är konceptet avsett både för nyttjande av processvärme och av konventionell elproduktion. Figur 8 visar den tänkta principen.

Konceptet kanske främst kännetecknas av dess unika bränsleform, bestående av små belagda bränslepartiklar inbäddade i en grafitmatris, prismatiska block eller bränslekulor (*pebble bed*). Initialt tänker man sig en öppen bränslecykel (*once-through*) med låganrikat uran, < 20 % ²³⁵U, för att eventuellt i ett senare utvecklingsskede kunna övergå till en sluten bränslecykel eller för utbränning av redan använt bränsle från konventionella lättvattenreaktorer.

Referensmodellen är en 600 MW_t reaktor med en mellanliggande värmeväxlare för att framställa processånga. Reaktorhärden kan vara en prismatisk blockkonstruktion som den redan fungerande japanska HTTR⁴³ eller en kulbäddsreaktor som i den kinesiska HTR-10⁴⁴. För vätgasproduktion använder systemet en effektiv termokemisk jod-svavel process.

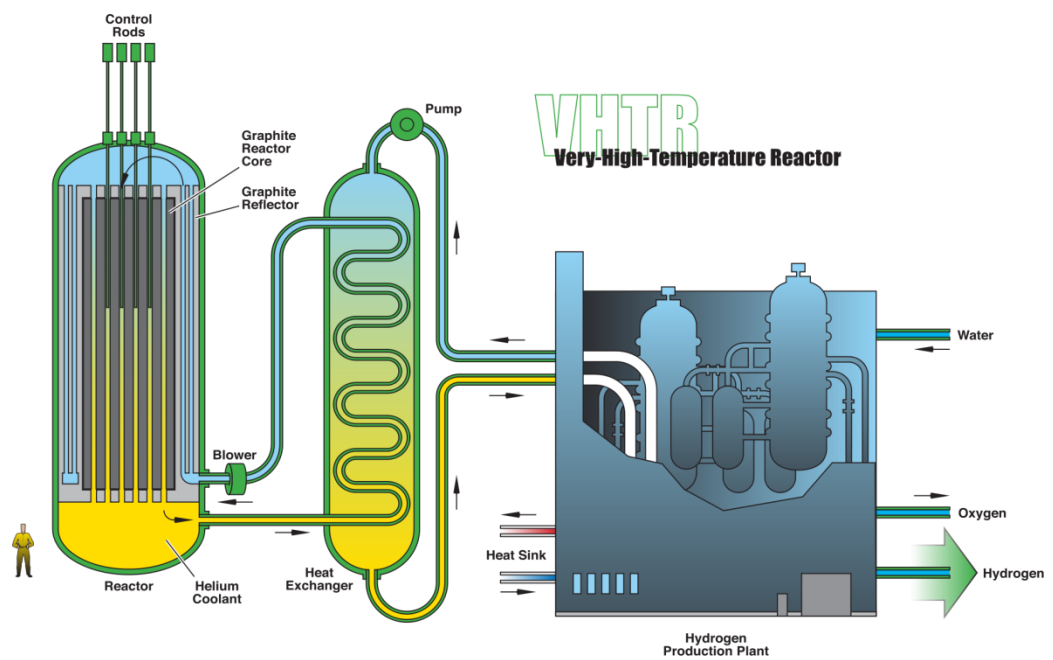
För att påvisa bärkraften av VHTR kvarstår emellertid ett antal problem att lösa. Det rör framför allt ny bränsletyp som, vid eventuella incidenter, måste klara av temperaturer upp till 1800 °C och nya material som tillåter en utloppstemperatur av kylmedlet på 1000 °C. Vidare forskning av högttemperaturlegeringar och beläggningar resistent mot korrosiva gaser såsom väte, kolmonoxid och metan är också nödvändig. Exempel på ytterligare ett område där forskning och utveckling är oundviklig rör jod-svavel processen för H₂-produktion i stor skala.

⁴¹ Se t.ex. Y. Oka and S. Koshizuka, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.38, No. 12 (December 2001), pp. 1081- 1089

⁴² Beck & Pincock, "High Temperature Gas-cooled Reactors Lessons Learned Applicable to the next Generation", Idaho National Laboratory, INL/EXT-10-19329

⁴³ High Temperature Engineering Test Reactor, se <http://htr.jaea.go.jp/eng/>

⁴⁴ Se t.ex. "Licensing experience of the HTR-10 Test Reactor", Sun, Y.; Xu, Y. (Inst. of Nuclear Energy Technology, Qinghua Univ., Beijing) och Zuoyi Zhang et al., "Current Status and Technical Description of Chinese 22 x 250 MWth HTR-PM Demonstration Plant", Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 1212–1219. doi:10.1016/j.nucengdes.2009.02.023



Figur 8: Principskiss över den gaskylda högtemperaturreaktorn (VHTR)

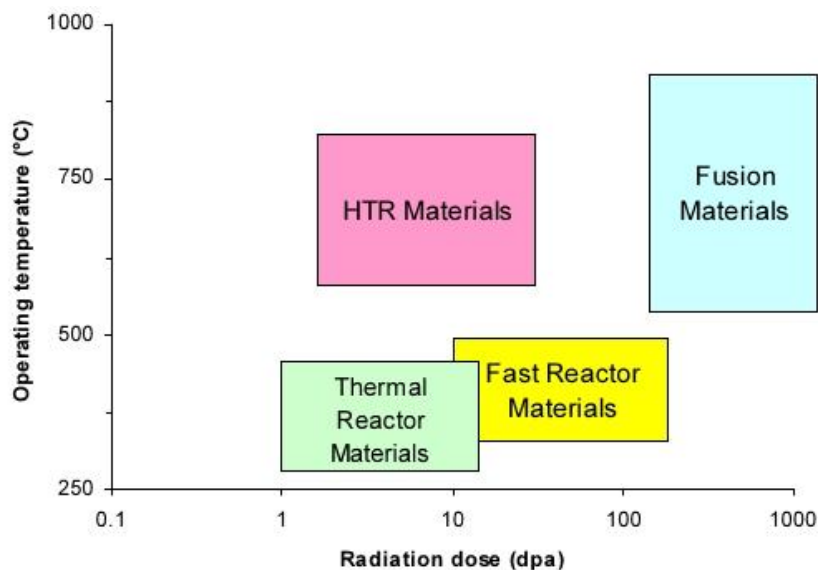
Tabell 9: Några ungefärliga designparametrar för VHTR

| Reaktorparametrar | Referensvärden |
|---------------------------|---|
| Reaktoreffekt | 600 MW _t |
| Kylmedelstemperatur in/ut | 640/1000 °C |
| Kylmedel | Helium |
| Referensbränsle | ZrC-belagda partiklar i block, stavar eller kulor |
| Effekttäthet | 6–10 MW _t /m ³ |
| Nettoeffektivitet | > 50 % |
| Moderator | Grafit |

4. Material och bränsle

Den största tekniska utmaningen som utvecklarna av den fjärde generationens kärnenergisystem ställs inför är utan tvekan de nya och mycket höga krav som ställs på de material som ingår i systemen, både i form av bränslen och strukturella material som bränslestavar, rör och inneslutningar. GIF har formulerat ett antal ämnesöverskridande (*cross-cutting*) forskningsområden där dessa problemställningar dominerar. Det faktastoff som presenteras nedan och i Appendix 1 är inhämtat från ett stort antal primära och sekundära källor. Bra sammanfattningar om den materialforskning som bedrivs återfinns nedan⁴⁵.

Som det nämnts ovan jobbar de nya reaktortyperna generellt vid betydligt högre temperaturer än dagens reaktorer vilket kombineras med nya potentiellt korrosiva och/eller abrasiva kylmedier. Till det kommer det betydligt hårdare och för de flesta material mer svårbemästrade neutronspektrumet i de snabba reaktorerna vilket ställer ytterligare högre krav på materialens strålningstålighet. Den lösning som till slut väljs måste ha en rimlig prislapp om teknologin ska kunna konkurrera med andra energiproducerande system. De i dag så vanliga zirkoniumbaserade legeringarna är inte ett användbart alternativ eftersom zirkonium vid högre temperaturer reagerar våldsamt med vatten och bildar zirkoniumoxid och gasformigt väte⁴⁶. Figur 9 visar en jämförelse av den temperatur och strålningsmiljö som olika reaktortyper typiskt arbetar vid. Måttet dpa är ett kombinationsmått som beror dels på strålningsdosen och dels på strålningens typ och energispektrum. En utförligare förklaring av dpa finns i Appendix 1.



Figur 9: Arbetstemperatur och strålningsmiljö för material i traditionella termiska reaktorer (grön), snabba reaktorer (gul), högtemperaturreaktorer (röd) och fusionsreaktorer (blå).

⁴⁵ Se t.ex. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00; Characterization and Testing of Materials for Nuclear Reactors, IAEA TECDOC 1545; Updated Generation IV Reactors Integrated Materials Program Plan Revision 2, ORNL/ TM-2003/244/ R2; Elevated-temperature Ferritic and Martensitic Steels and their Application to Future Nuclear Reactors, ORNL/TM-2004/176

⁴⁶ Detta var orsaken till de vätgasexplosioner som delvis förstörde reaktorerna i Fukushima.

4.1. Typiska konstruktionsmaterial

I traditionella reaktorer som tillhör generationerna 1 till 3 (se kapitel 1) används framför allt olika så kallade bainitiska⁴⁷ stål till trycktankar och rör eftersom de tål höga tryck, är relativt enkla att svetsa och om de skulle gå sönder så gör de det på ett i sammanhanget kontrollerat sätt. De vanligaste stålen i reaktortankar i dag är ASTM A302B (UNS K12039) och ASTM A533B (UNS 12539) och variationer av dessa. Vid temperaturer över 550 °C förlorar bainitstål sina positiva egenskaper (se Appendix 1) och då måste andra typer av material användas. På motsvarande sätt är det olämpligt att använda de i dag vanliga rostfria stål som förekommer i kanaliseringar och strukturer i reaktortanken och kringutrustning, till exempel 410 (UNS 41000) och 304 (UNS 30400).

De material som istället planeras att användas i tankar och inre strukturer är oftast höglegerade nickellegeringar och högkromstål av ferritisk-martensitisk typ eller så kallade ODS-stål. I tabell 10 sammanfattas de materialval som är aktuella för de olika reaktortyperna. Appendix 1 ger en mer omfattande beskrivning av de svårigheter som den höga temperaturen och strålningen orsakar i reaktorer från Gen IV och de material som kan vara aktuella att använda.

⁴⁷ De bainitiska stålen påminner om de martensitiska och framställs genom långsam kylning av austenitiskt lågkolstål från temperaturer över 700 °C ner till 250–550 °C.

Tabell 10: Sammanfattning av materialvalen för de olika reaktortyperna. Data från <http://www.gen-4.org>.

| System | Neutron-spektrum, temperatur | Bränsle | Inkapsling | Härdmaterial | Andra material |
|--------------|--|----------------------------------|---|--|--|
| GFR | Snabb, 850 °C | (Pu,U)C | Keramisk | Högtemp-legeringar, keramer, ODS Tank: F/M | Primärkrets: Ni-superlegeringar, 32Ni-25Cr-20Fe-12.5W-C, Ni-23Cr-18W-CF Turbin: Ni-legeringar, ODS |
| LFR | Snabb, 550 °C alt. 800 °C på längre sikt | (Pu,U)N | F/M med hög Si-halt, keramer, högtemplegeringar | Al-klädd F/M | Austenitiska stål med hög Si-halt, keramer, högtemp-legeringar |
| MSR | Snabb, 700-800 °C | Salt, flourider av Li, Be och Zr | | Keramer, högtemp-legeringar, Hastelloy N, Ni-legeringar med hög Mo-halt (INOR-8) | Ni-legeringar med hög Mo-halt (INOR-8) |
| SFR (metall) | Snabb, 520 °C | U-Pu-Zr | F/M, ODS | Kanalisering: F/M, övrigt: 316SS | Ferritstål |
| SFR (MOX) | Snabb, 550 °C | (Pu,U)O ₂ | ODS | Som ovan | Som ovan |
| SCWR | Termisk, 550 °C | UO ₂ | F/M, ODS, Incoloy 800, Inconel 690, 625, 718 | Samma som inkapslingen | F/M |
| SCWR | Snabb, 550 °C | (Pu,U)O ₂ | F/M, ODS, Incoloy 800, Inconel 690, 625 | Samma som inkapslingen | F/M |
| VHTR | Termisk, 1000 °C | TRISO: UOC i grafit med ZrC-skal | ZrC, grafit | Grafit, Sic, ZrC Tank: F/M | Primärkrets: Ni-superlegeringar, 32Ni-25Cr-20Fe-12.5W-C, Ni-23Cr-18W-CF |

4.2. Typiska bränslematerial

I de reaktortyperna som arbetar vid högst temperatur (VHTR, GFR och LFR) är de traditionella oxidbränslena olämpliga. Detta beror inte på att de inte skulle tåla de höga temperaturerna *per se* utan snarare på att kombinationen hög temperatur och hög utbränningsgrad kan leda till svårhanterliga bränsleskador. Istället studeras karbidbränslen (VHTR och GFR) och nitridbränslen (LFR). Dessa nya bränslematerial måste tåla temperaturer över 1200 °C vid normal drift i upp till sex år och temperaturer över 1800 °C i mer än sex timmar vid anormal drift.

I de övriga reaktortyperna planerar man att använda traditionella oxidbaserade bränslen med optionen att använda metalliskt zirkoniumlegerat bränsle i SFR. Precis som i fallet med strukturella material finns det en ekonomisk fördel i att använda material som redan är certifierade för användning då tester och den dokumentation som krävs för denna certifiering är både dyr och tidskrävande.

5. Bränsle och avfall

Beroende på vilken teknologi man väljer inom ramen för den fjärde generationens reaktorer kan kärnbränslecykeln antingen förbli ganska lik den som används i dag eller skilja sig fundamentalt från dagens kärnbränslecykel. Den termiska varianten av SCWR använder UO_2 , förvisso inkapslat i andra material än i dag, anrikat till liknande nivåer som i dagens LWR och i en öppen cykel utan upparbetning⁴⁸. I andra änden av skalan har vi MSR som kan använda torium eller uran som bränslematerial i form av AcF_4 (Ac betecknar alla aktinider av intresse) löst i salt eller MOX om man istället vill förbruka plutonium.

Användningen av keramiskt bränsle och bränsle i form av karbider eller nitrider gör att dagens metoder och anläggningar för bränsleproduktion måste anpassas eller helt överges. Eftersom det har gjorts stora kapitalinvesteringar i de befintliga anläggningarna så kommer de framtida teknologier som helt eller delvis kan återanvända dagens infrastruktur ha en ekonomisk fördel före dem som kräver investeringar i en helt ny infrastruktur.

Eftersom inga fullskaliga anläggningar ännu byggts och ännu mindre kompletta kärnbränslecykler så blir denna avdelning relativt översiktlig.

5.1. Bränsle och bränsletillverkning

Flera av reaktortyperna har möjlighet att drivas med olika bränslesammansättningar beroende på vad som eftersträvas, t.ex. om man prioriterar högsta möjliga utnyttjandegrad av bränslet eller om man prioriterar minsta möjliga avfallsmängd eller lagringstid. Oavsett val av teknologi och bränsle så måste en viss mängd fissilt eller fertilt material regelbundet tillföras och de första leden i kärnbränslecykeln, brytning, koncentrerings- och delar av konverteringen, kommer troligen att likna dagens då behovet skiljer sig marginellt från dagens. Det kan noteras att toriumkonvertering skiljer sig från urankonvertering⁴⁹.

De enda Generation IV-reaktorerna som planeras att helt eller delvis använda anrikat uranbränsle är SCWR, termisk variant, och VHTR. SCWR-bränsle liknar dagens LWR-bränsle och anrikningsgraden är i samma storleksordning, ca 3–5 %. VHTR-reaktorer kan drivas på flera olika sätt men en möjlighet är med uranbränsle anrikat från 6 % till 14 % ^{235}U beroende på vilken detaljlösning som väljs.

I flera av reaktortyperna planerar man att använda ”hett” återanvänt bränsle där vissa isotoper har lämnats kvar i bränslet vid upparbetning, se nedan. Detta ställer givetvis höga krav på säkerhetsarrangemangen vid all hantering av bränslet, inklusive tillverkningen av nytt bränsle, vilket är önskvärt ur ett icke-spridningsperspektiv.

Nedan sammanfattas data om bränslet för de olika reaktortyperna.

- GFR: U och upp till 20 % Pu i karbidform, keramisk kapsling, sluten cykel med fullständig aktinidåtervinning
- LFR: U och Pu i nitridform, keramisk kapsling eller stålkapsling, sluten cykel
- MSR: U eller Th i form av AcF_4 , ingen kapsling, sluten cykel ev. *in-situ*

⁴⁸ Bränslet kan fortfarande upparbetas för användning i reaktorer som använder MOX-bränsle.

⁴⁹ Se t.ex. Andersson *et al.* Torium – en studie ur ett kärntekniskt perspektiv, 2013.

- SFR: U och upp till 25 % Pu i oxidform alt. U och Th i oxidform, stålkapsling, sluten cykel
- SCWR:
 - Termisk: U i oxidform, anrikad 3–5 %, nickel- eller stålkapsling, öppen cykel
 - Snabb: U och Pu i oxidform, nickel- eller stålkapsling, sluten cykel
- VHTR: U anrikat 6–14 % i karbidform alt. U och Th i karbidform, öppen cykel

5.2. Upparbetning

För de flesta av de olika reaktortyperna i Generation IV är någon form av vätskebaserad kemisk upparbetning eller pyrometallurgisk metod aktuell. Undantaget är reaktorer av smältsalttyp, MSR, som kräver andra metoder eftersom bränslet är löst i saltsmältan. De två målen uppsatta av GIF inom området Uthållighet, långsiktigt utnyttjande av bränslet och minimering av mängden avfall, har av GIF förutsatts att lösas genom upparbetning av använt bränsle. Upparbetning är därför en integrerad del av forskningsarbetet men utvecklingen har till viss del hamnat i en moment-22-situation då frågan är politiskt laddad.

Generellt är utbränningen så hög att halten tyngre plutoniumisotoper gör bränslet mindre lämpligt för produktion av vapenplutonium. Beroende på de exakta detaljerna i reaktorns drift och konstruktion kan det ^{233}U som produceras i torumbaserade brydreaktorer vara lämpligt för vapenproduktion⁴⁹.

5.2.1. Vätskebaserad kemisk upparbetning

För de reaktortyper som använder bränsle i fast form, antingen metallisk- eller oxidform, kan man använda PUREX⁵⁰ (*eng.* Plutonium–uranium–redox–extraction) eller någon variant av denna metod. Valet av metod beror vilken eller vilka fraktioner som man vill ta bort eller behålla i bränslet. Traditionell PUREX ger tre fraktioner; uran, plutonium och övrigt där den senare innehåller fissionsprodukter, MA⁵¹ och i vissa fall även legeringsämnen från bränslet. Fördelen med denna uppdelning är att den lämpar sig för tillverkning av MOX-bränsle samtidigt som det finns flera nackdelar. Dels så blir avfallet inledningsvis mycket aktivt samtidigt som förekomsten av MA gör att det måste lagras på ett ur strålskyddssynpunkt säkert sätt över en lång tid. Dels så förekommer det plutonium i ren form i processen⁵². Till slut så stannar MA i avfallet vilket omöjliggör så kallad ”burner”-förstörning av dessa, då man återför MA till bränslet i framför allt snabba reaktorer där dessa isotoper kan klyvas⁵³ i en snabbare takt än de skapas vilket ger ett avfall med kortare lagringsbehov.

Det första och sista problemet kan lösas genom att man i stället för PUREX använder metoder där MA och/eller vissa fissionsprodukter avskiljs från avfallsströmmen. GANEX (Group actinide extraction), en metod utvecklad av samarbetsgruppen

⁵⁰ Se t.ex. Andersson *et al.* Upparbetning av utbränt kärnbränsle, 2013.

⁵¹ *Minor actinides*, aktinider som produceras i mindre mängd, t.ex. neptunium och americium.

⁵² Dock så är det plutonium som förekommer i bränslet av en sådan isotopsammansättning att det är olämpligt för vapenändamål på grund av den höga utbränningsgraden vid normaldrift, se avsnitt 6.2.

⁵³ I vissa fall måste klyvningen föregås av andra processer vilka till slut ger en klyvbar kärna.

GACID⁵⁴, bygger på att uran och plutonium separeras i ett första steg varefter MA och de långlivade fissionsprodukterna avskiljs var för sig. MA återförs om så önskas till bränslet eller så blandas de med de långlivade fissionsprodukterna som kan deponeras skilt från de mer kortlivade fissionsprodukterna som kräver en värmetåligare förvaring men under en kortare tid.

DIAMEX-SANEX (Diamide extraction-Selective actinide extraction), bygger också på att man skiljer på återanvändbart bränsle, långlivade avfallsprodukter (i detta fall framför allt americium och curium) och kortlivade fissionsprodukter. Idén liknar den bakom GANEX men delningen mellan kort- och långlivade isotoper görs vid ett betydligt längre tidsintervall.

Det potentiella problemet med renframställt plutonium har adresserats av flera metoder. UREX (Uranium extraction), utvecklat av amerikanska *Department of Energy*, finns i flera varianter. I grundvarianten separeras enbart uran från det övriga bränslet vilket maximerar spridningssäkerheten på bekostnad av återvinningsgraden av användbart bränsle. I UREX+1a separeras uran för sig och plutonium tillsammans med vissa MA från bränslet vilket ger en relativt spridningssäker plutoniumfraktion. Bränsle som har bränts ut till normalgrad i en typisk LWR eller Gen IV-reaktor som inte är av brid- eller *burner*-typ innehåller⁵⁵ ca 400 gram ²⁴¹Am per ton *heavy metal*⁵⁶ efter fem års lagring vilket motsvarar $1,8 \times 10^{13}$ Bq/ton. Den relativt lågenergetiska gammastrålningen är ganska lättskärmd, 30 mm betong av BA-typ⁵⁷ minskar intensiteten 10^9 gånger, men det nytillverkade bränslet där denna blandade plutoniumfraktion används måste trots det ändå hanteras i ”heta” bränslefabriker. Ett större problem utgör dock ²⁴⁴Cm som delvis sönderfaller genom spontan fission och därmed frigör neutroner med en medelenergi på ca 1 MeV som kräver ca 185 cm tjocka betongväggar för att intensiteten ska minska med en faktor 10^9 . Det produceras ca 14 gram ²⁴⁴Cm per ton *heavy metal*. Isotopens halveringstid för sönderfall via spontan fission är $1,32 \times 10^7$ år så den totala intensiteten är trots det ganska låg.

I ett försök att minska hanteringssvårigheterna men ändå behålla spridningssäkerheten har UREX+3 utvecklats. Där separeras bara neptunium tillsammans med plutonium vilket minskar behovet av skärmning vid arbete med nytillverkning av bränsle avsevärt men samtidigt minskar också spridningsskyddet då neptunium är ett möjligt material för kärnavapen användning. Den kritiska massan för ²³⁷Np är⁵⁸ ca 60 kg vilket är jämförbart med den kritiska massan för ²³⁵U. En typisk reaktor producerar ca 20 kg ²³⁷Np per GW_e och år.

5.2.2. Pyrometallurgisk upparbetning

Pyrometallurgisk upparbetning, eller elektrokemisk som den ibland även kallas, bygger på att man med hjälp av elektrisk ström separerar beståndsdelarna i det använda bränslet som löses upp i en het saltsmälta⁵⁰. Genom att välja spänning och elektrodmaterial kan man selektivt samla de olika ämnena vid olika anoder och katoder eller låta vissa fraktioner ansamlas i saltsmältan. Denna nya familj av metoder är på inget sätt unik för Generation IV utan de är generellt användbara för de

⁵⁴ Samarbetsgrupp mellan USA, Frankrike och Japan; Global Actinide Cycle International Demonstration

⁵⁵ Från utbränningsberäkningar med SCALE/Origen.

⁵⁶ Ingående mängd torium, uran eller plutonium beroende på reaktortyp och bränsle.

⁵⁷ En vanlig betongtyp för skärmning av strålning som innehåller en större andel tyngre ämnen jämfört med vanlig konstruktionsbetong.

⁵⁸ R.G. Sanchez *et al.*, Nuclear Science and Engineering, 158 January 2008, p 1–14

flesta typer av bränslen. Grundprincipen har testats framgångsrikt men det existerar i dag ingen kommersiell anläggning för upparbetning med någon pyrometallurgisk metod.

Eftersom metoden har potential att på ett i sammanhanget enkelt, och därmed relativt billigt sätt lösa upparbetningsbehovet som en sluten Generation IV-cykel ger så har de olika aktörerna kring GIF studerat den med stort intresse och mycket forskning har genomförts, både från ett praktiskt och från ett ekonomiskt perspektiv. Pyrometallurgisk upparbetning dras med samma konceptuella problem som de vätskebaserade metoderna som beskrivs ovan. Det är till och med svårare att fastställa en pyrometallurgisk anläggnings icke-spridningssäkerhet eftersom det är relativt enkelt att med samma grundutrustning ändra fraktioneringen med hjälp av små ändringar i elektrodmaterial och spänning vilket skulle kunna vara svårt att upptäcka för en utomstående observatör. Det är t.ex. lätt att renframställa plutonium genom att en extra katod tillförs⁵⁰ vilket skulle kunna göras tillfälligt om inte tillsynen sker kontinuerligt och med hög tillförlitlighet.

5.2.3. Upparbetning av MSR-bränsle

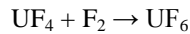
Smältsaltsreaktorer kräver en något avvikande bränslehantering eftersom bränslet är löst i kylmedlet, det smälta saltet. Detta ger samtidigt en möjlighet till en kontinuerlig upparbetning av bränslet vilket är en stor fördel i toriumbaserade bidadreaktorer, se nedan. En kontinuerlig *on-line*-rening av saltet är också av största vikt för saltets kemiska och termodynamiska stabilitet. Eftersom processen sker fortlöpande och ofta kontinuerligt eller i små, nästan kontinuerliga portioner (*on-line batch processing*) så kallas processen omväxlande upparbetning och bearbetning (*reprocessing* respektive *processing*) beroende på källa.

Det bränsle som laddas i MSR-reaktorer för aktinidförbränning och som kommer från t.ex. lättvattenreaktorer kan med fördel bearbetas med antingen någon vätskebaserad kemisk upparbetningsmetod eller en pyrometallurgisk metod. För *on-line*-bearbetning av bränslet så är av tekniska skäl bara pyrometallurgisk bearbetning aktuell i praktiken. Det finns givetvis en mycket stor variation i detaljerna beroende på valet mellan bidad-, *burner*- och normaldrift, på valet av salt och på valet av bränsle men grunddragen är gemensamma för alla varianter⁵⁹.

Det flytande saltet är relativt visköst och har hög löslighet för ett stort antal ämnen vilket gör det svårt att på mekanisk väg avskilja utfällna ämnen. Ett undantag är tyngre ädelgaser och ädelmetaller som kan avlägsnas genom heliumbegjutning i pumphusen. I pumphusen sprayas saltet genom en ridå av helium (eller argon) vilket tvättar bort xenon och krypton samtidigt som ädelmetaller (i form av små partiklar) bubblas bort genom en flotationsliknande process. Gaserna kan sedan passera genom en kolfälla där xenon och krypton fastnar och sönderfaller. Ädelmetallerna planeras att tas till vara i vissa projekt, framför allt de som är av intresse för elektronikindustrin. Beroende på saltets exakta sammansättning och temperatur kan man även avlägsna barium, strontium och cesium i detta steg.

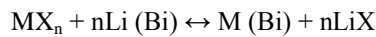
Om halten av uran behöver regleras så görs det genom att fluorgas bubblas genom saltströmmen vilket ger reaktionen

⁵⁹ O. Benes *et al.*, Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications, EURATOM, 2009.



UF_6 är till skillnad från UF_4 gasformigt vid det tryck och temperatur som råder i reaktorn vilket möjliggör en separation. En legitim användning av denna process är när man vill tappa av ^{233}U i en toriumdriven bredreaktor med en bredfaktor större än 1 för användning i annan reaktor. Dock så kan exakt samma process användas till att tappa av uran för användning till kärnvapenproduktion. Då uranproduktionen kan vara ganska hög så möjliggör detta ett *breakout*-scenario där ^{233}U förs över till ett militärt program.

I en uran-plutoniumdriven reaktor kan fluorgasbubbling även användas för avskiljning av huvuddelen av förekomsten av uran, plutonium, MA och fissionsprodukter från övergångsmetallserien. Fluorgasbubbling kan ske direkt i smältsaltflödet i reaktorns huvudkrets. För att avlägsna de kvarvarande resterna av aktinider och fissionsprodukter behövs en separat krets där bearbetningen sker satsvis. Processtiden i varje steg är i storleksordningen några minuter så processen kan ske i princip kontinuerligt. Först fås de kvarvarande aktiniderna att reagera med vismut blandat med en mindre mängd metalliskt torium i ett litiumsalt i en pyrometallurgisk process⁶⁰,



där X i de flesta fall är fluor. I ett andra steg ökas halten torium vilket gör att även fissionsprodukter i form av jordartsmetaller reduceras. I flera efterföljande steg överförs de separerade ämnena till oxidform och reduktionsämnena återförs i sin ursprungliga form. För att balansera processen behöver syrgas och vätgas tillföras.

Precis som i fallet med vätskebaserad kemisk separation och *off-line* pyrometallurgisk upparbetning så beror valet av fraktionering på vad man vill uppnå och valfriheten är lika stor som i de tidigare fallen.

⁶⁰ Balansen i processen beror kraftigt på både toriumkoncentrationen och spänningen som båda måste regleras med stor noggrannhet. Avvikelse på några få procent kan leda till att oönskade ämnen reduceras eller att de ämnen som man önskar separera kvarstannar i saltet.

6. Generation IV och icke-spridning

6.1. Teknisk spridningsrisk

Denna rapport syftar inte till att täcka in alla områden som berör icke-spridning hos Generation IV-reaktorer. En sådan rapport kräver en mer omfattande utredning än vad som är möjligt inom ramarna för den här studien. Här ges en allmän översikt över icke-spridningsproblematiken hos Generation IV-reaktorer. Ett antal relevanta rapporter för ytterligare fördjupning listas däremot nedan⁶¹.

Den huvudsakliga spridningsrisken hos Generation IV-reaktorerna gäller bränslet och bränslecykeln. Öppna och slutna bränslecykler medför olika spridningsrisker och kräver olika skydd. Den avgörande skillnaden är att i den öppna bränslecykeln slutförvaras bränslet efter användning, medan det i den slutna återanvänds, vilket kan medföra andra spridningsrisker.

Vad gäller den öppna bränslecykelns direkta lagerhållning av använt kärnbränsle, mellan- och slutförvaring, är bränslet där relativt väl skyddat av den höga stråldos som avges av de fissionsprodukter som finns i bränslematrisen. All form av hantering kompliceras av de höga aktiviteterna, och såväl plutonium som aktiva fissionsprodukter för användning i exempelvis smutsiga bomber, är svåra att komma åt utan att utsätta sig för höga stråldoser. Aktiviteten från fissionsprodukterna avtar emellertid med tiden, varvid detta inbyggda spridningsskydd minskar⁶². Vid ett ökat användande av öppen bränslecykel skulle dessutom antalet förvaringsplatser med nödvändighet bli fler. Därmed skulle svårigheterna att övervaka och kontrollera dessa öka, och till följd därav ökar spridningsrisken.

Av de sex reaktorkoncepten i Generation IV använder samtliga utom en slutna bränslecykel; SCWR varianter med både öppen och slutna bränslecykel. Ett av syftena med en slutna bränslecykel är att den mängd bränsle som behöver slutförvaras reduceras genom att fissilt material och fissionsprodukter separeras. De speciella spridningsrisker som är förknippade med en slutna bränslecykel beskrivs i en rapport från GIF⁶³, i vilken spridningsscenarioer för SFR behandlas.

En av designparametrarna för Generation IV är att reaktorkoncepten inte ska vara spridningskänsliga. Exempel på detta är de nyckelfärdiga anläggningarna, s.k. trans-

⁶¹ Se t.ex. "An evaluation of the proliferation resistant characteristics of light water reactor fuel with the potential for recycle in the United States", Pacific Northwest National Laboratory (2004), sammanställd av A. Waltar & P. Omberg; J.A. Hassberger, Application of Proliferation Resistance Barriers to Various Existing and Proposed Nuclear Fuel Cycles, UCRL-ID-147001, October 2001; M.S.Yim "Nuclear nonproliferation and the future expansion of nuclear power" Progress in Nuclear Energy 48 (2006) 504-524; H. Feiveson "The Search for Proliferation-Resistant Nuclear Power" FAS Public Interest Report. The Journal of the Federation of American Scientists, Sept/Oct 2001 V. 54, No. 5; J. Hassberger et al, "A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems," UCRL-JC-142356, Lawrence Livermore National Laboratory, 2001; Proliferation Resistance and physical protection evaluation methodology working group "PR&PP Evaluation: ESFR Full system case Study Final Report" GIF/PRPPWG/2009/002; A. Tomanin "Key Technical Issues for the proliferation resistance of Gen IV Reactors, ESARDA Bulletin, No 41. 2009; "The future of the nuclear fuel cycle" An interdisciplinary MIT Study ISBN 978-0-9828008-4-3

⁶² För mer utförlig diskussion, se t.ex. "An evaluation of the proliferation resistant characteristics of light water reactor fuel with the potential for recycle in the United States", Pacific Northwest National Laboratory (2004), sammanställd av A. Waltar & P. Omberg.

⁶³ Proliferation Resistance and physical protection evaluation methodology working group "PR&PP Evaluation: ESFR Full system case Study Final Report" GIF/PRPPWG/2009/002

porterbara batterier, toriumbränsle och bränsle med mycket hög kemisk- och mekanisk barriär som gör det svårt att utvinna det klyvbara materialet.

De s.k. transporterbara batterierna är tänkta att vara utformade så att det inte finns skäl att öppna reaktorsystemet under reaktorns livstid. All hantering av bränsle i samband med installation, underhåll och demontering sker således under internationell kontroll⁶⁴. Därtill är kunskapsöverföringen mer begränsad än vid uppförande och drift av traditionella reaktorer. Detta medför att arbete med bränslehantering undviks och minskar spridningsrisken för anläggningar placerade i länder utan inhemsk infrastruktur för kärnbränsle. Reaktorer av detta slag kräver emellertid transport av hård med bränsle från tillverkare till användare, vilket medför vissa risker. Eftersom konceptet ännu inte prövats finns inga erfarenheter kring underhåll och behov, varför spridningsriskerna är svåra att bedöma.

Användning av bränsleformer med höga kemiska och mekaniska barriärer, såsom de kulbäddar eller prismatiska blockkonstruktioner som förekommer i de gaskylta högtemperaturreaktorerna, anses också kunna minska spridningsriskerna. Svårigheten att utvinna det fissila materialet både ur färskt och använt bränsle gör separation besvärlig. Kulbäddsreaktorer använder karbidbränsle med låg uranhalt där bränslet är svårslösligt och inga uppberedningsmetoder är utvecklade för bränsletypen⁶⁵. Ytterligare spridningsskydd ges för alla reaktorer med låg effekt, eftersom en betydande del av härden måste bortföras för att komma över en kritisk massa plutonium⁶⁶. Själva bränsleelementen är emellertid mycket små och lättare att hantera än traditionella bränsleelement.

Användande av bridreaktorer där plutonium inte separeras från övriga aktinider är en metod för att minska spridningsriskerna. Ett antal aktinider är emellertid fissila och därmed i teorin användbara för vapentillverkning^{67,68}. I dagsläget förefaller detta dock osannolikt då teknik saknas och dessa aktinider antingen produceras i mycket låga halter eller är olämpliga för vapenändamål exempelvis på grund av hög aktivitet eller spontanfission.

6.2. Plutoniumproduktion i Gen IV-reaktorer

De olika reaktorkoncepten i generation IV skiljer sig åt i många avseenden. För att undersöka möjligheten att framställa vapenplutonium har reaktormodeller skapats för fyra av koncepten och beräkningar⁶⁹ har genomförts. Flera av koncepten är i sin grundkonfiguration olämpliga för plutoniumproduktion för att de vid normal drift är avsedda att använda höganrikat uranbränsle eller plutoniumbränsle med höga halter ²³⁹Pu. Detta bränsle behöver inte bestrålas i en reaktor för att kunna användas som vapenmaterial. I dessa fall har reaktor- och bränslekonfigurationer varierats för att undersöka hur användbara reaktorkoncepten är för plutoniumproduktion under op-

⁶⁴ J.A. Hassberger, Application of Proliferation Resistance Barriers to Various Existing and Proposed Nuclear Fuel Cycles, UCRL-ID-147001, October 2001

⁶⁵ M.S.Yim "Nuclear non-proliferation and the future expansion of nuclear power" Progress in Nuclear Energy 48 (2006) 504-524

⁶⁶ H. Feiveson "The Search for Proliferation-Resistant Nuclear Power" FAS Public Interest Report. The Journal of the Federation of American Scientists, Sept/Oct 2001 V. 54, No. 5.

⁶⁷ J. Hassberger et al, "A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems," UCRL-JC-142356, Lawrence Livermore National Laboratory, 2001

⁶⁸ "Summary of the Workshop on Proliferation Resistant Nuclear Power Systems," UCRL-JC-137954, p. 14, Center for Global Security Research, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, June 24, 1999

⁶⁹ Alla beräkningar har gjorts med Scale/ORIGEN v. 6.0, <http://scale.ornl.gov/>.

timala förutsättningar. Andra reaktorer förefaller olämpliga för plutoniumproduktion för att de har mer traditionella termiska neutronspektra. Plutoniumproduktionskapaciteten har beräknats hos grundkonfigurationerna samt ett antal variationer och har även jämförts med Generation III-reaktorer.

Relevanta egenskaper hos en reaktor som används för att framställa vapenplutonium är den mängd plutonium som produceras per megawattdygn, benämnd konversionsfaktor (g/MWd_{th}), den mängd som produceras innan andelen ^{239}Pu blir för låg, och i någon mån den tid det tar att producera en viss mängd plutonium. Egenskaper som inte är direkt knutna till härdens egenskaper, såsom hur svårt det är att genomföra bränslebyte, är också avgörande för hur lämplig en reaktor är för produktion av vapenplutonium.

6.2.1. Gaskyl snabbreaktor (GFR)

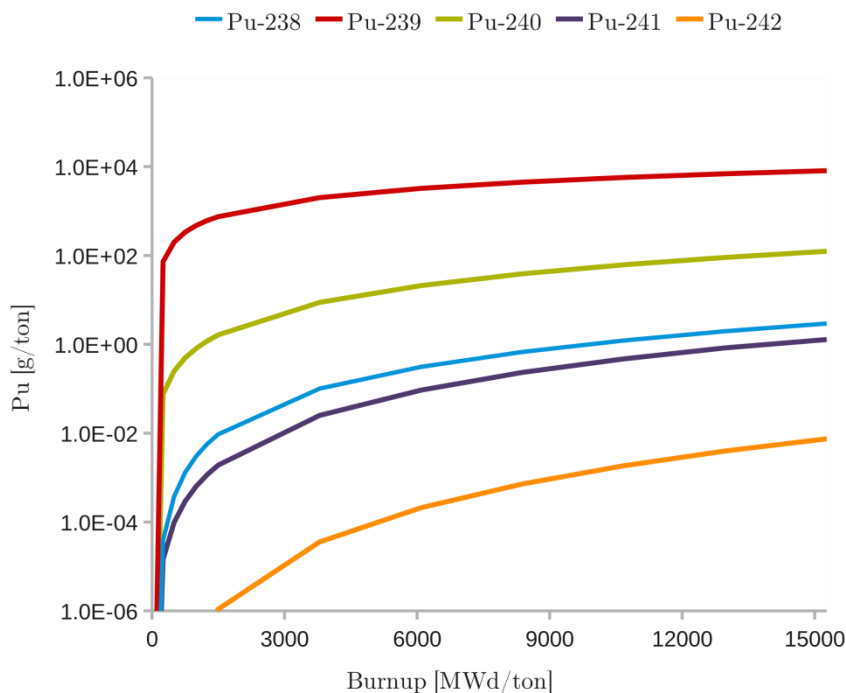
För beräkningarna har GIF:s föreslagna GFR-koncept använts som utgångspunkt⁷⁰. Inom ramarna för detta ryms flera olika varianter som skiljer sig bland annat vad gäller utformning av bränsleelement. Den reaktor som använts för beräkningarna har cylindriska bränslestavar av uran- och plutoniumkarbid. Blandbränslet har förhållandevis låg utbränning vilket innebär hög halt ^{239}Pu vid laddning. Stavarna är inkapslade i kiselkarbid och placerade i ett hexagonalt gitter med heliumkylning⁷¹.

I grundutförandet består bränslet av 80 % uran- och 20 % plutoniumkarbid. Plutoniumkomponenten har en isotopsammansättning som motsvarar reaktorplutonium med ca 50 % ^{239}Pu . Bränslesammansättningen och det snabba neutronspektrumet ger en bridfaktor strax under 1, dvs. nästan lika mycket fissilt material bildas som konsumeras. Under en bestrålningsperiod av ett år minskar både mängden uran och plutonium något medan andelen av plutoniumet som utgörs av ^{239}Pu är praktiskt taget oförändrad. I sitt grundutförande är reaktorn oanvändbar för produktion av vapenplutonium.

Utöver grundutförandet där reaktorn använder blandat uran- och plutoniumbränsle har beräkningar genomförts med uranbränsle anrikt för att härden ska få samma reaktivitetsegenskaper motsvarande de vid blandbränsledrift. Ett uranbränsle anrikt till ungefär 20 % ger härden motsvarande neutronegenskaper som för blandat uran- och plutoniumbränsle. Det snabba neutronspektrumet och närvaron av ^{238}U gör att förhållandevis stora mängder plutonium ackumuleras i härden. På grund av att neutroninfångningstvärsnittet hos ^{239}Pu är mycket litet vid neutronenergies över 0,5–1 MeV erhålls i det närmaste isotoprent plutonium. Efter ett års bestrålning, då en utbränning av 15 GWd/ton uppnåtts, är plutoniuminnehållet ca 8 kg/ton metall i bränslet. Halten ^{239}Pu i plutoniumet är över 98 %. Isotopfördelningen visas i figur 10. Denna bränslekonfiguration är följaktligen mycket gynnsam för plutoniumproduktion både vad avser mängd som produceras per tidsenhet och isotoprenhet.

⁷⁰ Gas-cooled Fast Reactor (GFR): Overview and Perspectives, P. Anzieu, R. Stainsby, K. Mikityuk.

⁷¹ Comparison of MCNPX-C90 and TRIPOLI-4-D for fuel depletion calculations of a Gas-cooled Fast Reactor, R. Reyes-Ramírez, C. Martín-del-Campo, et al.



Figur 10: Mängd plutonium per ton metallbränsle som funktion av utbränning för GFR med uranbränsle anrikat till 19,3 %. Efter ett år utgörs över 98 % av det plutonium som bildats av ^{239}Pu .

6.2.2. Blykyld snabbreaktor (LFR)

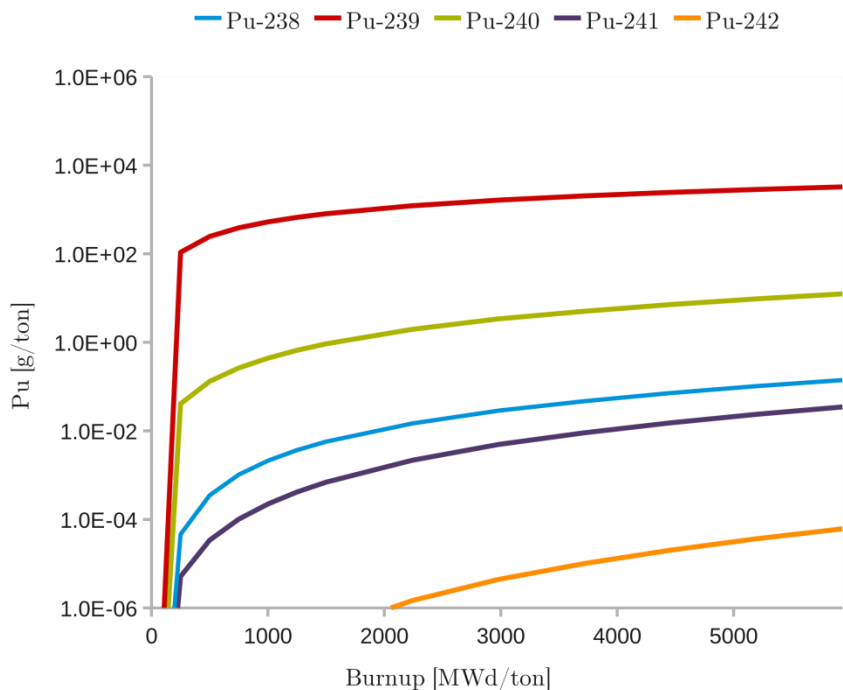
För LFR-konceptet har beräkningar genomförts för två reaktortyper, ELSY och SuperStar^{72,73}, som är en vidareutveckling av SStar.

SuperStar har två grundkonfigurationer, en som använder reaktorplutonium och en som använder vapenplutonium, båda i nitridform. Båda dessa varianter har en bridfaktor mycket nära 1, för reaktorplutonium strax över och för vapenplutonium strax under. Andelen ^{239}Pu förändras enbart marginellt under en bestrålningsperiod av ett år med en utbränning på ca 5000 MWd/ton.

För att undersöka om SuperStar kan användas för att brida vapenplutonium ur uran har beräkningar gjorts där plutoniumbränslet bytts ut mot uran anrikat till 19,8 % ^{235}U . En sådan bränslekonfiguration ger vapenplutonium av mycket hög kvalitet även om mängden som produceras är något lägre än hos andra plutoniumproducerande reaktorer. Efter ett år har bränslet en utbränning på ca 6000 MWd/ton. Bränslet innehåller då ca 3 kg plutonium per ton metall med en isotophalt av 99,6 % ^{239}Pu . Fördelningen av isotopfunktioner åskådliggörs i figur 11.

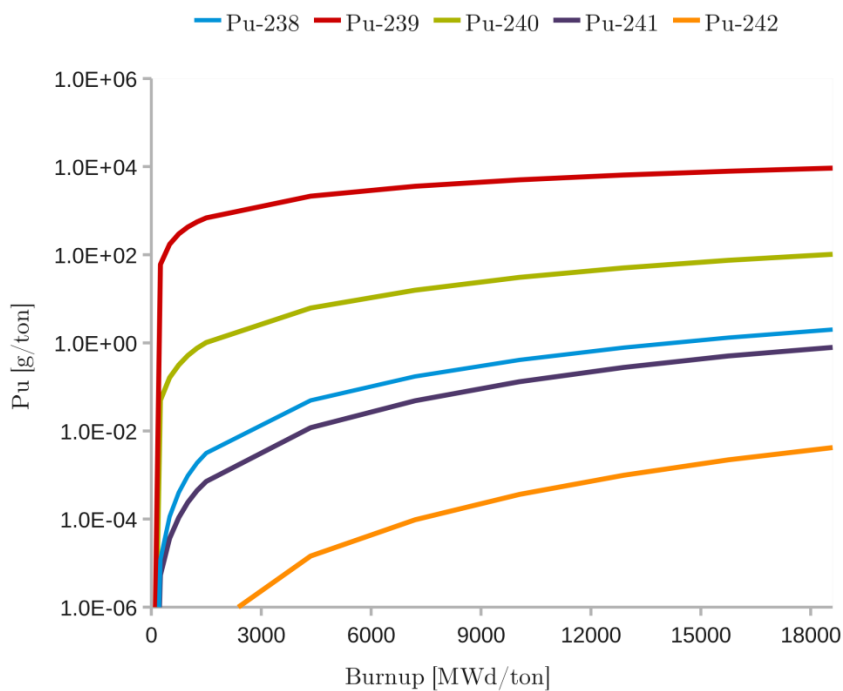
⁷² Bortot et al., "Core design investigation for a SUPERSTAR small modular lead-cooled fast reactor demonstrator", Nuclear Engineering and Design vol. 241 issue 8 August, 2011. s. 3021–3031

⁷³ Carmack, Hayes & Porter, "Fuels for Fast Spectrum Reactors", ATR NSUF User Week 2010 Presentations, 12 June, 2010



Figur 11: Fördelningen av plutoniumisotoper som funktion av utbränning i SuperStar med uranbränsle anriktat till 19,8 %.

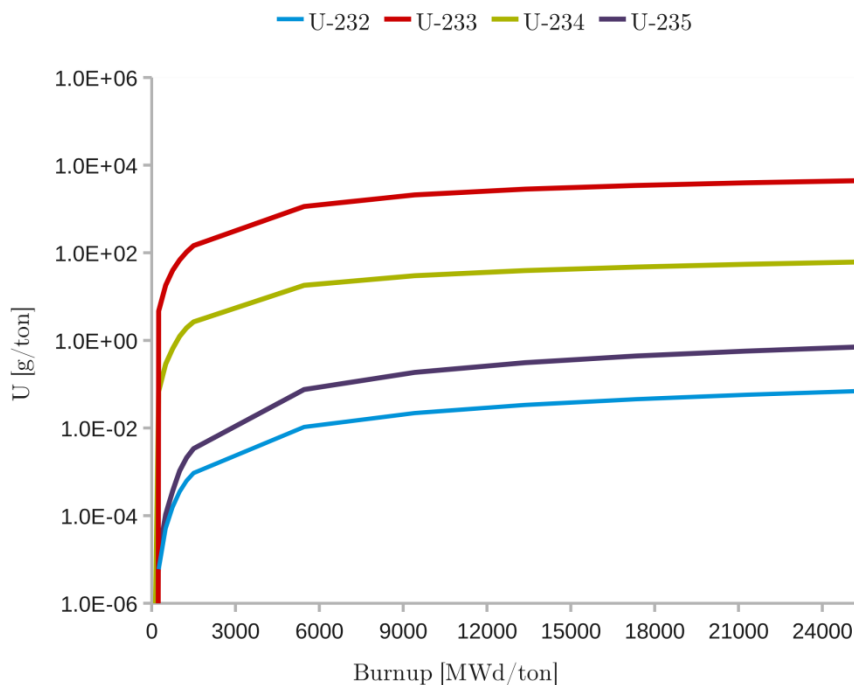
ELSY använder MOX-bränsle med isotophalter motsvarande reaktorbränsle. Ingen betydande nettoproduktion av plutonium äger rum och halten ^{239}Pu är i allt väsentligt oförändrad. Om bränslet byts ut mot urandioxidbränsle med en anrikning av 20,6 % produceras däremot betydande mängder plutonium av vapen kvalitet, se figur 12. Efter ett år har bränslet bestrålats till 18,5 GWd/ton. Då innehåller bränslet drygt 9 kg plutonium per ton metall med 99 % ^{239}Pu .



Figur 12: Mängd plutonium som produceras per ton metall som funktion av utbränning i ELSY med uranbränsle anriktat till 20,6 %.

6.2.3. Smältsaltreaktor (MSR)

För beräkningarna har ett väletablerat MSFR-koncept från GIF använts^{74,75,76}. Härden saknar moderatorelement och innehåller en saltsmälta av uran- eller plutoniumfluorid och toriumtetrafluorid löst i litiumtetrafluorid. Härden omges i sin tur av en mantel bestående av torium- och litiumfluorid där ytterligare ²³³U bridas. Med ²³³U-bränsle bridas torium till ²³³U medan ²³³U fissioneras. Inget plutonium byggs upp i härden och ²³³U nettokonsumeras. Bridfaktorn ligger runt 0,91. Den omgivande manteln består emellertid enbart av torium- och litiumfluorid och där sker en netto-uppbyggnad av ²³³U. Övriga uranisotoper produceras endast i mycket ringa omfattning. Under en bestrålningsperiod av ett år med en utbränning av ca 25 GWd/ton produceras ca 4,5 kg uran per ton metall med en andel ²³³U som överstiger 98 %. Den omgivande bridmanteln är följaktligen gynnsam för produktion av isotoprent ²³³U redan i grundutförandet. Isotopfördelningen i det producerade uranet visas i figur 13. Hög halt av ²³³U är eftersträvarsvärdt vid produktion av vapenmaterial. Utöver ²³³U bildas ²³²U som är alfaaktivt med en lång sönderfallskedja med döttrar som avger gammastrålning med hög energi, vilket gör uranet svårhanterligt.



Figur 13: Fördelningen av uranisotoper i toriummanteln som funktion av utbränning i MSFR med ²³³U-bränsle. Fördelningen är närmast identisk för MOX-bränsle.

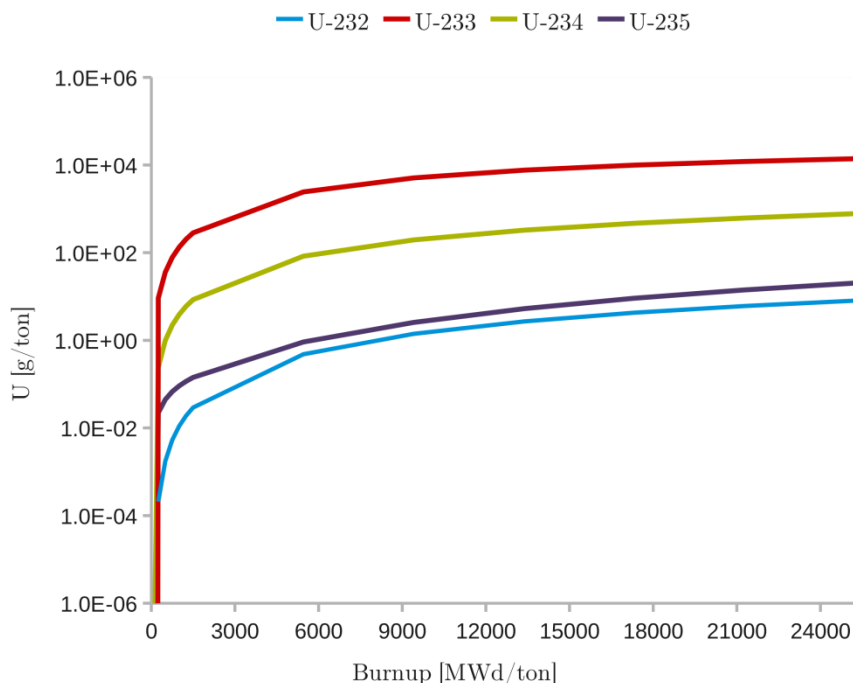
Istället för uranfluorid kan plutoniumfluorid användas tillsammans med torium- och litiumfluorid. Mängden ²³³U som produceras kompenserar inte fullt ut för mängden ²³⁹Pu som fissioneras så den totala mängden fissilt material minskar med en faktor 0,85 under ett år. Andelen plutonium som utgörs av ²³⁹Pu minskar marginellt under

⁷⁴ The Molten Salt Reactor (MSR) in Generation IV: Overview and Perspectives, C. Renault, M. Hron, R. Konings, D.E. Holcomb.

⁷⁵ Potential of Thorium Molten Salt Reactors, A. Nuttin, D. Heuer, et al.

⁷⁶ The Thorium Molten Salt Reactor: Moving on from the MSBR, L. Mathieu, D. Heuer, et al.

bestrålningstiden. Däremot produceras ^{233}U i kärnan. Isotopfördelningen hos detta uran, som föreligger i lösning med plutonium i kärnans saltsmälta, visas i figur 14. Produktionen av ^{233}U i kärnan är praktiskt taget oförändrad jämfört med fallet med ^{233}U i kärnan.



Figur 14: Fördelningen av uranisotoper i kärnan som funktion av utbränning i MSFR med plutoniumbränsle.

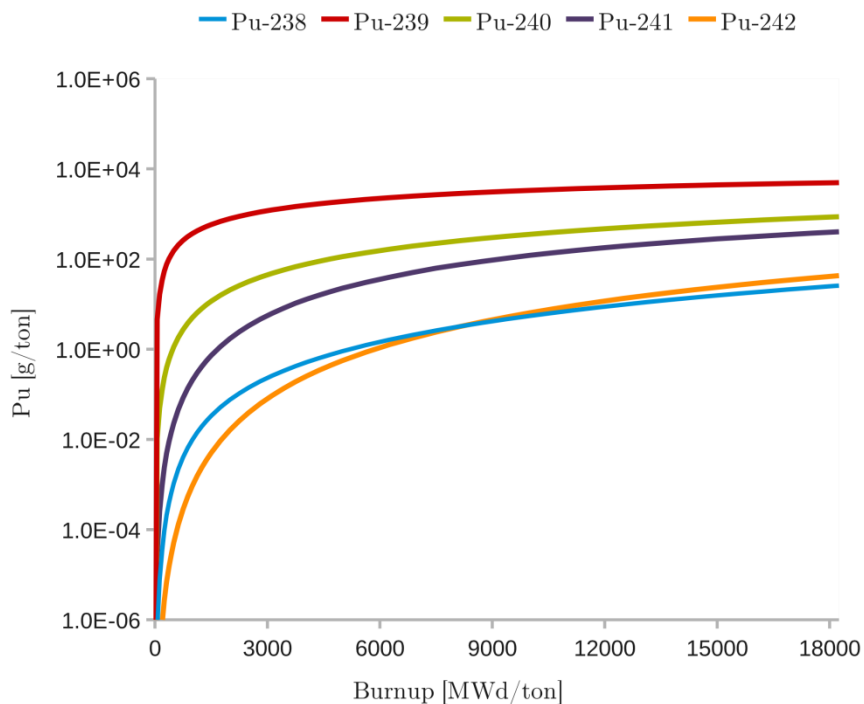
För att ^{232}U ska kunna bildas krävs (n,2n)-reaktioner i torium, protaktinium eller uran. Dessa reaktioner har ett tröskelvärde på 6–7 MeV. För att undersöka om ett mer termaliserat neutronspektrum producerar ^{233}U med högre isotoprenhet i kärnan har beräkningar gjorts där ett modererande grafitskikt på 1–10 cm skiljer kärnan från kärnan. Redan i grundutförande har ytterst liten andel av neutronerna energier över 6 MeV vilket ger mycket liten produktion av ^{232}U . Det modererande grafitskiktet gör följaktligen ingen skillnad vad gäller produktion av ^{232}U och påverkar därmed inte uranets isotoprenhet.

Beräkningar har dessutom genomförts där det ^{233}U -baserade bränslet bytts ut mot anrikat ^{235}U -bränsle. För att kärnan ska uppnå kriticitet behövs bränsle anrikat till 16,3 % ^{235}U . En sådan bränslekonfiguration medför på grund av det snabba neutronspektrumet och stora andel ^{238}U i kärnan att stora mängder plutonium ackumuleras i kärnan. Halten ^{239}Pu avtar något under bestrålning och det producerade plutoniumet har inte samma kvalitet som vissa andra snabba reaktorer. Under en bestrålningstid av ett år då utbränningen i bränslet är ca 25 GWd/ton produceras över 17 kg plutonium per ton metall med en andel ^{239}Pu kring 92 %. Kvaliteten hos det producerade plutoniumet är följaktligen tillräckligt hög för att reaktorn ska kunna drivas under lång tid utan avbrott, samtidigt som produktionstakten är mycket hög.

6.2.4. Superkritisk vattenkyld reaktor (SCWR)

Den SCWR som använts för beräkningar skiljer sig från PWR bland annat genom moderatorm och utformningen av bränsleelementen. Bränsleelementen är utformade med kanaler för att på ett effektivt sätt låta moderatorvatten flöda mellan bränslestavarna. Det superkritiska vattnet och geometrin hos bränsleelementen ger en effektivare moderering av fissionsneutronerna än hos PWR. SCWR-bränsle innehåller inget plutonium vid laddning och kan användas för nettoproduktion av vapenplutonium.

Jämfört med PWR och PHWR har SCWR sämre plutoniumproduktionssegenskaper. Den mängd plutonium som produceras per MWd är lägre under hela den intressanta bestrålningsperioden, dvs. innan halten ^{239}Pu sjunker under vapenkvalitet. Vid tillfället då halten når 90 % är konversionsfaktorn högst hos PHWR och lägst hos SCWR, skillnaden mellan SCWR och PWR är emellertid inte markant. Isotopfördelningen i det producerade plutoniumet visas i figur 15. Härdegenskaperna är fortfarande sådana att vapenplutonium kan produceras. Avgörande blir därför andra aspekter såsom hur lätt bränsle kan bytas och hur aktivt bränslet är vad avser fissionsprodukter.



Figur 15: Fördelningen av plutoniumisotoper i SCWR.

Den tid det tar att producera en viss mängd plutonium beror till stor del på en reaktors effekttäthet. SCWR har högre effekttäthet än PWR och PHWR och producerar mer plutonium per tidsenhet. Skillnaden är emellertid mycket liten. Det rör sig om 5–10 % vilket motsvarar ungefär 1 gram per ton och dygn. Detta sammantaget innebär att SCWR i allt väsentligt är att jämföra med PWR vad gäller plutoniumproduktionssegenskaper.

6.3. Jämförelse mellan reaktorer från Gen 3 och Gen 4

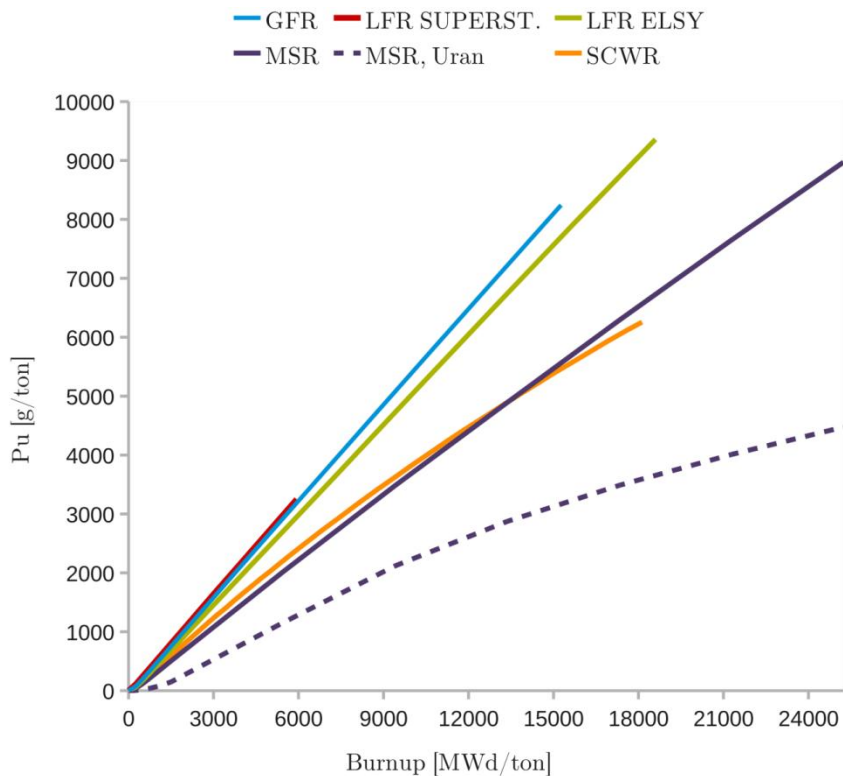
Relevanta egenskaper hos en reaktor som används för att framställa vapenplutonium är den mängd plutonium som produceras per megawattdygn, benämnd konversionsfaktor (g/MWd_{th}), uppbyggnaden av tyngre plutoniumisotoper i bränslet, vilket avgör hur stor mängd som kan produceras innan andelen ^{239}Pu blir för låg, och den tid det tar att producera en viss mängd plutonium. De faktorer som främst påverkar dessa egenskaper är reaktorns bränsletyp och neutronspektrum. Vid laddning bör bränslet innehålla en hög andel fertilt material och en låg andel av den isotop som ska framställas. Vid höga neutronenergier har ^{239}Pu mycket lågt infångningstvårsnitt. Detta medför att halten ^{239}Pu hålls hög i reaktorer med snabbt neutronspektrum. Egenskaper som inte är direkt knutna till härdens egenskaper, såsom hur svårt det är att genomföra bränslebyte, är också avgörande för hur lämplig en reaktor är för produktion av vapenplutonium.

De undersökta reaktorkoncepten är med ett undantag inte effektiva plutoniumproducenter i sina grundutföranden. Det enda undantaget är MSR där mycket isotoprent ^{233}U ackumuleras i manteln. De reaktorer som använder snabbt neutronspektrum och MOX-bränsle har en bridfaktor mycket nära ett och producerar plutonium med halter av ^{239}Pu som avviker mycket lite från halterna i bränslet vid laddning. Detta gäller oavsett om halten ^{239}Pu var hög eller låg vid laddning. Dessa reaktorer kan emellertid bli mycket effektiva om annat bränsle används. Exempel på modifikationer som kan göras för att möjliggöra plutoniumproduktion i Generation IV-reaktorer:

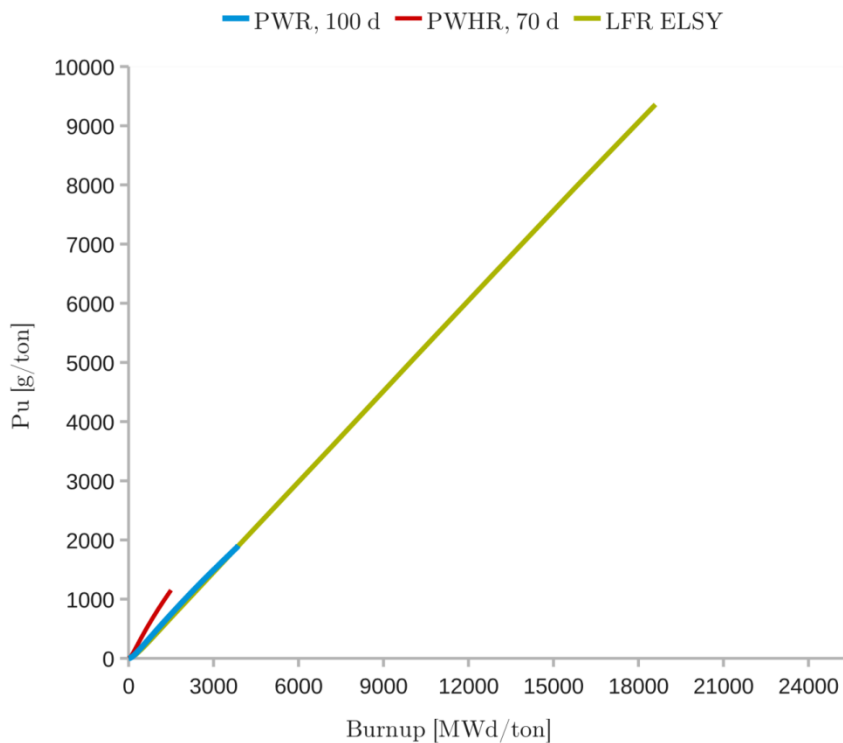
- GFR där uranbränsle anrikat till ca 20 % ^{235}U används istället för MOX-bränsle.
- SuperStar där plutoniumbränslet byts ut mot uranbränsle anrikat till ca 20 %.
- ELSY där MOX-bränslet byts ut mot uranbränsle anrikat till ca 20 %.
- MSFR där mantelns torium byts ut mot naturligt eller utarmat uran.

Dessa konfigurationer producerar plutonium med mycket hög isotoprenhet och MSFR producerar i sitt grundutförande ^{233}U . Mängden plutonium, eller uran för MSFR i grundkonfiguration, som produceras visas i figur 16. Som jämförelse har beräkningar gjorts på Generation III-reaktorer. De Generation-III-reaktorer som tjänar som jämförelse är dels tryckvattenreaktorn, PWR, som är den vanligaste elproducerande reaktortypen i världen, dels tungvattenreaktorn, PHWR, som är den elproducerande reaktortyp som kan betraktas som mest användbar för plutoniumproduktion.

Den största skillnaden mellan Generation III-reaktorerna och de modifierade Generation IV-reaktorerna är att de senare behåller hög isotoprenhet även vid hög utbränning. Vid plutoniumproduktion i Generation III-reaktorer är halten ^{239}Pu gränssättande för bestrålningsperioden. Bränslet måste bytas innan halten blir för låg, vilket kan innebära täta bränslebyten. I Generation IV-reaktorerna kan däremot bränslet i praktiken bestrålas tills önskad mängd plutonium eller ^{233}U erhållits innan bränslet behöver bytas. Den mest avgörande skillnaden mellan Generation III-reaktorer och dessa modifierade Generation IV-reaktorer är behovet av bränslebyte hos de förra. Övriga egenskaper som kännetecknar en effektiv plutoniumproduktionsreaktor är den mängd som produceras per dygn och megawattdygn. Generation IV-reaktorerna har i samtliga fall lägre produktionsstakt än en typisk tungvattenreaktor. En jämförelse mellan Generation III och Generation IV visas i figur 17.



Figur 16: Produktion av plutonium som funktion av utbränning i Generation IV-reaktorer med bränsle optimerat för plutoniumproduktion. Den streckade linjen visar produktion av ^{233}U i manteln i grundkonfiguration.



Figur 17: Produktion av vapenplutonium i Generation III-reaktorer. En Generation IV-reaktor med alternativt bränsle visas som jämförelse. Den avgörande skillnaden är att täta bränslebyten måste göras i Generation III-reaktorerna för att halten ^{239}Pu ska hållas hög.

Neutronspektrumet hos SCWR har stora likheter med Generation III-reaktorerna, och i likhet med dessa måste bränslebyte äga rum innan halten ^{239}Pu blivit för låg.

Vid en direkt jämförelse mellan de olika reaktortyperna är det flera olika egenskaper som bör tas i beaktande. Jämfört med PWR ger SCWR en något lägre produktions-takt av plutonium av vapenkvalitet räknat per MWd och PHWR en något högre. Samtidigt kan SCWR drivas med en högre effekttäthet, det vill säga man kan få ut ett större antal MWd under en given tid, vilket påverkar den totala produktionstakten men skillnaden är mycket liten i normalfallet, ungefär 1 gram per dygn och ton till SCWR:s fördel. Till detta kommer frågor som hur lätt det är att byta bränsle och bränslets kemiska egenskaper och strålningsegenskaper vilket påverkar systemets totala produktionskapacitet.

Sammanfattningsvis görs bedömningen att de reaktorer som använder urandioxid-bränsle är jämförbara med Generation-III-reaktorer, om än något sämre, vad det gäller produktion av vapenplutonium.

7. Slutsatser

Med dagens rådande politiska och ekonomiska klimat är det svårt att sia om den fjärde generationens vara eller inte vara men det är inte heller syftet med denna rapport. I rapporten har vi försökt att belysa de olika tekniska aspekter som berör Generation IV, framför allt ur perspektivet icke-spridning och exportkontroll. Man kan konstatera att den nya teknologin kommer att skilja sig avsevärt från dagens och att det kommer att ställas nya, hårda krav på de framtida materialen och komponenterna.

Vad kommer detta då att innebära för den nationella och internationella exportkontrollen? Troligtvis inte så mycket. I princip all nyutvecklad teknologi är särskilt konstruerad eller iordningställd för användning i kärntechniska anläggningar och faller därmed under befintlig exportkontrollagstiftning utgående från NSG:s riktlinjer INFIRC/254 Part 1, vilket motsvarar Rådets förordning (EG) 428/2009 kategori 0. De är i de flesta fall så generellt skrivna i de berörda delarna att den nya teknologin, framför allt i form av nya pumpar, värmeväxlare och vissa material, redan är implicit inkluderad. Det pågår inom NSG ett omfattande uppdateringsarbete där man i möjligaste mån försöker att anpassa de exempellistor och explicita listor som förekommer i Part 1 till att även inkludera Generation IV.

I INFIRC/254 Part 2, som motsvaras av tillämpliga delar av Rådets förordning (EG) 428/2009 kategori 1-9, finns i dag i princip bara produkter med dubbla användningsområden relaterade till anrikning och vapenisering. Det lilla antal produkter som är kopplade till reaktorkonstruktion och -drift samt upparbetning är av så generell karaktär, typisk detektorer och olika former av skyddsutrustning som till exempel blyglas, att de inte kommer att påverkas av den nya teknologin.

Även om lagstiftningen är teknikneutral förutsätter en effektiv exportkontroll av produkter och teknologi hörande till Generation IV att licensierande myndigheter och experter är väl bekanta med dessa och den utveckling som sker för att kunna identifiera och bedöma de eventuella risker som exporter skulle kunna innebära.

Som det framgår av kapitel 6 så kommer de olika reaktorkoncepten som ingår i Generation IV att vara minst lika säkra eller säkrare än föregående generationers reaktorer med avseende på spridningsrisker och de är lika dåliga eller sämre än dagens kraftproducerande lättvattenreaktorer på att producera plutonium av vapenkvalitet vilket var ett uttalat mål med dessa nya reaktorkoncept. Samtidigt får vi inte glömma att de äldre reaktortyper som redan i dag framställer plutonium av vapenkvalitet runt om i världen även i morgon kommer att utgöra ett relativt enkelt och billigt alternativ för eventuella proliferatörer.

Flera av de aktuella koncepten förutsätter att det använda bränslet upparbetas och att militärt användbara material som ^{233}U och plutonium med hög andel ^{239}Pu separeras för att reaktortypen ska vara ekonomiskt intressant. Existensen av militärt intressanta material och teknologi för att framställa dessa utgör inte automatiskt en spridningsrisk men den möjliggör spridningsscenarioer som inte hade varit möjliga om dessa material och teknologier inte hade funnits i kärnbränslecykeln.

Appendix

Mer om material

Både höga temperaturer och höga stråldoser leder till likartade problem i de material som ska användas i reaktorer⁷⁷. Problemen kan sammanfattas i fyra huvudgrupper: fasstabilitet, svällning och temperaturexpansion, kryp och försprödning.

Både material med ordnad kristallin struktur och amorfa material⁷⁸ kan genomgå temperatur- och tryckberoende mikrostrukturella förändringar. Dels så kan materialet byta fas mellan tillverkning och användning, t.ex. vid lagring i rumstemperatur, vilket kan påverka de yttre dimensionerna. Detta gäller framför allt de material som ska användas i de hetaste delarna av reaktorn eftersom det är svårt att hela tiden lagra delarna vid så höga temperaturer som kan förekomma i reaktorn. Dels kan fasomvandlingar ske vid anormala (*off-normal*) omständigheter, t.ex. vid driftstörningar eller olyckor då temperaturen ofta stiger, i vissa scenarier flera hundra grader. En fasomvandling som leder till en försvagning av materialet eller ändringar i delarnas dimensioner skulle kunna få katastrofala följder. Volymförändringar upp till 10 % har observerats mellan olika faser i vissa av de aktuella stållegeringarna och anisotropa förändringar på över 20 %.

För stål finns det två kritiska temperaturområden där det kan ske mycket i materialet beroende på typen av stål. Runt 550 °C sker en fasövergång från δ - till σ -fas i ferritiska stål. Den senare fasen är betydligt sprödare än lågtemperaturfasen. Vid ca 800 °C sker ett antal olika processer som alla är kopplade till termodynamiska trösklar, det vill säga den tillgängliga energin som möjliggör olika oberoende processer blir tillräckligt stor för att processraten ska bli påtaglig.

Lösningen på problemet med fasövergångar kan vara att utnyttja ett temperaturintervall, både för normal och anormal drift, där det inte förekommer några fasövergångar i det material som har valts för den regionen i reaktorn. Till exempel är driftstemperaturen på trycktanken i en reaktor av GFR-typ ca 800 °C om helium används som kylmedium men den sjunker till under 500 °C om man i stället använder koldioxid. Man kan också legera stålet så att fasövergångarna förskjuts till andra temperaturer eller helt uteblir.

Med svällning menar man den volymökning som sker när ett material bestrålas men eftersom det kan förekomma mycket stora temperaturvariationer mellan normal och anormal drift⁷⁹ så måste även den normala värmeexpansionen tas i beaktande när reaktorns olika komponenter dimensioneras. När en högenergetisk partikel från

⁷⁷ Materialet i denna sektion bygger till stor del på tidigare studier genomförda på FOI, studier inom icke-spridningsgruppen NSG samt grundläggande materialfysiktexter. För den intresserade läsaren kan W.R. Corwin, Nuclear Engineering and Technology, Vol 38, Nr. 7, 2006, samt referenser däri utgöra en bra startpunkt.

⁷⁸ Amorfa material har till skillnad från kristallina material ingen geometrisk ordningsparameter med oändlig räckvidd men de kan ändå ha andra ordningsparametrar med kortare räckvidd som beror på t.ex. temperatur och som kan påverka materialets makroskopiska egenskaper på ett märkbart sätt. Effekten är oftast betydligt mindre uttalad än i kristallina material.

⁷⁹ Till exempel kan temperaturen i gaskanalen runt bränslet i en GFR-reaktor variera från 490 °C vid normal drift upp till 1600 °C vid anormal drift.

härden träffar omgivande material kan en atom slås loss från kristallgittret och bilda ett så kallat Frenkelpar som består av en vakans och en interstitialt substituerad atom. Expansionen lokalt runt den störande atomen är större än relaxationen runt vakansen vilket leder till att materialet svullnar. Frenkelparets delar kan migrera och antingen annihilera, det vill säga atomen hittar tillbaka till en vakans, eller så klustras vakanserna och störatomerna var för sig och förstärker effekten.

Neutronerna i härden kan också slås loss en proton som i sin tur leder till att det bildas helium i det strukturella materialet. Heliumatomerna har en tendens att ansamlas i vakanser och vid domängränser. Trycket internt i material kan bli mycket högt och förutom svällning så riskerar man lokalt katastrofala skador på materialet om trycket i en bubbla när ytan blir så stor att metallen brister.

Svällning orsakad av strålning bekämpas bäst genom att materialet legeras på ett sådant sätt att materialet läker sig självt (*self annealing*) där kloka val av legeringsämnen kan underlätta för Frenkelparet att annihilera. Genom att välja legeringar med låg värmeutvidgningskoefficient eller, där det är möjligt, genom att bygga in en viss flexibilitet i konstruktionen minskar problemet med temperaturberoende expansion.

Krypning och försprödning kan något förenklat ses som varandras motsatser på mikrostrukturnivå. I ett perfekt material återfår man alltid ursprungsformen efter en elastisk deformation. Först då deformationen blir så stor att den övergår i en plastisk deformation blir förändringen permanent. I ett material med defekter, vilket det finns gott om vid högre temperaturer och eller om materialet bombarderas med högenergetiska neutroner, så kommer defekternas rörelse inte att bli helt slumpmässig om materialet utsätts för en yttre kraft. Sakta men säkert kommer delen att deformeras vilket kallas kryp.

Vissa typer av defekter låser övriga atomer och domängränser. Om atomerna inte kan röra sig, individuellt eller kollektivt, så kan materialet inte deformeras elastiskt utan den inre spänningen kommer att byggas upp när den yttre kraften ökas och till slut splittras det vilket kallas försprödning. Det råder alltså en fin balansgång mellan rörlighet som leder till kryp, och orörlighet som leder till försprödning. En legering kan ses som en kontrollerad introduktion av defekter jämfört med det olegerade kristallgittret. Detta tillsammans med de subtila förändringarna av elektronstrukturen gör att det går att skräddarsy konstruktionsmaterialens egenskaper.

Typiska konstruktionsmaterial

I tabell A1 visas en sammanställning av de vanligaste konstruktionsmaterialen som förekommer i forskningen kring Generation IV. Sammansättningen anges i viktsprocent. Om basen är något annat grundämne än järn skrivs det ut som första element utan mängdangivelse. Grundämnen med en viktsprocent lägre än 1 brukar samlas utan mängdangivelse sist i sammansättningskoden.

I och omkring härden där temperaturen och strålningsintensiteten är som högst är det lämpligast att använda ferritisk-martensitiska stål⁸⁰ (F/M-stål) med en kromhalt som

⁸⁰ F/M-stål är så kallade superlegerade (*super alloyed*) stål med hög kromhalt. Materialet består av en ferritisk matris med martensitiska korn inbakade. Kornen har i sin tur en latt-struktur som tillåter en lagom stor mobilitet. Nackdelen med dessa typer av stål är att den vanligaste felmoden vid mycket höga temperaturer är katastrofala brott orsakade av att latt-strukturen bryts ner på grund av lång tids bestrålning.

överstiger 9 % eller höglegerade nickellegeringar⁸¹. Prototypen för F/M-stål är Sandviks HT9 som togs fram redan på 60-talet för användning i både konventionella och nukleära kraftproducerande reaktorer. F/M-stål har utmärkta högttemperaturregenskaper med låg svällning, värmeutvidgning och krypning. Bland nickellegeringarna finns det flera lämpliga kandidater i Inconel-familjen, t.ex. Inconel 690, samt i Incoloy 800-gruppen. Legeringar med hög nickelhalt är betydligt dyrare än de med låg så stål är ur ett ekonomiskt perspektiv att föredra jämfört med nickellegeringar.

Tabell A1: De vanligaste konstruktionsmaterialen.

| Sammanställning | UNS nr. | Handelsnamn | Maximal arbets-temperatur, °C |
|----------------------------|---------|----------------|-------------------------------|
| Ni-16Cr-3Fe-4.5Al-Y | | Haynes 214 | 900 |
| 63Ni-25Cr-9.5Fe-2.1Al | N06025 | VDM 602CA | 980 |
| Ni-25Cr-20Co-NbTiAl | | Inconel 740 | 815 |
| 60Ni-22Cr-9Mo-3.5Nb | N06625 | Inconel 625 | 900 |
| 59Ni-23Cr-16Mo-FeAl | N06059 | VDM 59 | 760 |
| 53Ni-22Cr-14W-CoFeMo | N06230 | Haynes 230 | 980 |
| Ni-22Cr-9Mo-18Fe | N06002 | Hastelloy X/XR | 900 |
| 46Ni-27Cr-23Fe-2.75Si | N06095 | Nicrofer 45 | 815 |
| 45Ni-22Cr-12Co-9Mo | N06617 | Inconel 617 | 980 |
| Ni-33Fe-25Cr | N08120 | HR-120 | 900 |
| 35Ni-19Cr-1.25Si | N08330 | RA330 | 900 |
| 33Ni-42Fe-21Cr | N08810 | Incoloy 800 | 980 |
| 33Ni-42Fe-21Cr | N08811 | Incoloy 800HT | 900 |
| 21Ni-30Fe-22Cr-18Co-3Mo-3W | R30566 | Haynes 556 | 900 |
| 18Cr-8Ni | S30409 | 304H SS | 815 |
| 16Cr-12Ni-2Mo | S31609 | 316H/FR SS | 815 |
| 18Cr-10Ni-Nb | S34709 | 347H/HF SS | 815 |
| 18Cr-9Ni-3Cu-NbN | | Super 304 | 815 |
| 15Cr-15Ni-6Mn-NbMoV | S21500 | Esshte 1250 | 700 |
| 20Cr-25Ni-Nb | | NF 709 | 800 |
| 23Cr-11.5Ni-NbCe | | NAR-AH-4 | 815 |
| 12Cr-MoV | | HT91 (SS2317) | 600 |
| 12Cr-MoVNbWCo | | NF12, SAVE12 | 650 |
| 12Cr-MoVW | | HT9 | 600 |

⁸¹ Det finns material som är antingen starkare, värme- eller strålningståligare, men få andra material har en lämplig kombination av dessa egenskaper samtidigt som priset inte är avskräckande.

Man undviker helst austenitiska stål eftersom dessa kräver en högre kolhalt för att fasstabiliseras. Kol påverkas lätt av strålningen runt härden i kombination med att legeringen riskerar att förlora kol via olika kemiska och fysikaliska processer med kylmediet vid höga temperaturer, så kallad avkolning (*decarbonizing*). Längre bort från härden kan de vara lämpligare att använda eftersom de oftast är lättare att bearbeta och svetsa, är välkända från andra applikationer, t.ex. LWR, och de är betydligt billigare. Bland de stål som har en austenitisk struktur vid de höga arbetstemperaturerna som förekommer även utanför härden är stål från två familjer mest aktuella, Fe-2.25Cr-1Mo-V och Fe-9Cr-1Mo.

En materialgrupp som förtjänar speciellt omnämnande i sammanhanget är de så kallade ODS-stålen (*Oxygen Dispersion Strengthened steel*) där 9Cr-martensitiska eller 12Cr-ferritiska stål eller stål med ännu högre kromhalt⁸² legerats med titan- eller yttriumoxid. Den höga kromhalten leder till att det bildas ett skyddande kromoxidlager på ytan, precis som för andra högkromstål, vilket ger gott korrosionsskydd även vid höga temperaturer, samtidigt som de mikroskopiska oxidklustren binder defekter på ett fördelaktigt sätt. Resultatet blir ett stål med låg svällning, låg värmeförvidgning och låg krypning utan att materialet försprödas. Stålet visar även hög tålighet mot strålskador. Vid försök har stålet behållit sina egenskaper vid så höga doser som 200 dpa⁸³ vilket kan jämföras med de 120–150 dpa som material närmast härden förväntas utsättas för under reaktorernas sextioåriga livslängd även i snabba reaktorer. Bränslelneslutningar som befinner sig i härden under 6 år utsätts för mindre än 60 dpa. Man har planerat att använda ODS-stål både för bränslelneslutning och som strukturellt material. I gruppen ODS-stål finns bland annat MA956 (20Cr-5Al), MA957 (14Cr-1Ti), båda från Incoloy, och PM 2000 (21Cr-6Al) från Schwartzkopf Plansee. Det senare materialet behåller sin styrka upp till 1350 °C. De ovan nämnda materialen har den tydliga fördelen att de redan är godkända för användning i trycktankar och rör enligt ASME-standarden⁸⁴ vilket förenklar licensieringsarbetet avsevärt, framför allt i USA där mycket av forskningen och utvecklingen sker.

Samtidigt forskas det mycket på andra material som ska kunna operera vid ännu högre temperaturer och strålningsintensiteter. I den här gruppen av mer experimentella material hittar man olika former av keramer och olika högtemperaturmaterial (*refractory materials*) som wolfram och molybden. Bland keramerna och karbinerna hittar vi även grafit vilket är ett potentiellt användbart strukturellt material i de gasfyllda reaktorerna men även som en del av bränsleinkapslingen⁸⁵, se tabell A2.

De övriga materialen, det vill säga icke-stålbaserade ämnen utöver grafit, saknar ofta handelsnamn då utvecklingen i de flesta fall är på ett ganska tidigt stadium fortfa-

⁸² Om man utgår från ett stål med högre kromhalt förbättras korrosionsbeständigheten och de stål som skulle kunna vara aktuella för reaktorbruk har ofta en kromhalt på ca 20 %.

⁸³ Dpa (*displacements per atom*) är ett mått som anger hur många gånger en typisk atom har ruckats ur sitt jämviktsläge i kristallgittret. Det antalet beror i sin tur på flödet hos de bestrålade partiklarna och tvärsnittet för växelverkan mellan atomen och strålningen vilket i sin tur beror på atomens atomnummer, typ av strålning och partiklarnas energi. Ett material som tål ett högt dpa-tal kan antingen självläka eller så tål det ett stort antal defekter utan att materialets egenskaper påverkas negativt.

⁸⁴ American Society of Mechanical Engineers, <http://www.asme.org/> MA956, MA957 och PM 2000 uppfyller även kraven ASME Code III, som beskriver kraven för nukleär användning, men ännu har ingen certifiering gjorts enligt den standarden.

⁸⁵ Grafit för olika användningsområden skiljer sig åt i densitet, korntorlek, tillverkningsmetod m.m. En utförlig beskrivning återfinns i ASME STP-NU-009. Grafit som ska användas som moderator och/eller som en del av bränslet tillverkas ofta av kolpulver som blandats med ett tjärliknande bindmedel och som sedan extruderas till passande förfom som bakas vid hög temperatur och som därefter kan bearbetas till rätt slutgiltiga form. Grafit som ska användas som strukturellt material är ofta sintrat i till sin slutliga form men andra tillverkningsmetoder förekommer också.

rande. Hit hör kol-kolmatriser (C_f/C), motsvarande kiselkarbider (SiC_f/SiC) och olika keramer som ZrO .

De blykylda reaktorerna ställer lite speciella krav då bly vid höga temperaturer och höga flödes hastigheter är både korrosivt och abrasivt, det vill säga blyflödet nöter ner strukturella material på ett liknande sätt som vatten kan holka ur en sten. I ett samarbetsprojekt mellan Kungliga tekniska högskolan, Chalmers och Uppsala universitet bedrivs det forskning på detta område och de har rapporterat goda framgångar med aluminiumbeklätt stål⁸⁶.

Tabell A2: Kommersiellt tillgängliga grafittyper och möjliga användningsområden.

| Komponent | Grafittyp |
|---|---|
| Integrerat bränsle- och reflektorelement av prismatyp | Graftek PCEA SGL Carbon NBG-17 Toyo Tanso IG-110 eller -430 |
| Permanent reflektor | Graftek PGX SGL Carbon HLM |
| Härdstöd | Graftek PCEA SGL Carbon NBG-10 eller -17 Carbone USA 3030 Toyo Tanso IG-110 eller -430 |
| Golv och isolering | Graftek PCEA SGL Carbon NBG-18 |
| Reflektor för kulbäddar | Graftek PCEA SGL Carbon NBG-18 Toyo Tanso IG-110 |
| Isolering för kulbäddar | Graftek PCEA SGL Carbon NBG-10 eller -18 |

⁸⁶ <http://genius.kth.se/>



2013:18

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