

Utveckling av snabba reaktorer
Påverkan på det svenska systemet för
hantering av använt bränsle

Hans Forsström
SKB International AB

September 2013

Svensk Kärnbränslehantering AB
Swedish Nuclear Fuel
and Waste Management Co
Box 250, SE-101 24 Stockholm
Phone +46 8 459 84 00



ISSN 1651-4416

SKB P-13-33

ID 1400462

Utveckling av snabba reaktorer

Påverkan på det svenska systemet för hantering av använt bränsle

Hans Forsström
SKB International AB

September 2013

Sammanfattning

Bakgrund och frågeställning

Sedan början av kärnkraftepoken har man studerat hur man ska kunna utnyttja energiråvaran, uran, så effektivt som möjligt. I dagens lättvattenreaktorer används endast ca en procent av uranets potential för energialstring. För att få en bättre utnyttjning krävs andra typer av reaktorer, i första hand så kallade snabba reaktorer. Med snabba reaktorer kan man teoretiskt få ut 50–100 gånger mer energi ur uranet. Det kräver dock att bränslet upparbetas och plutoniet återcyklas flera gånger. Plutonium och uran kan också återcyklas i lättvattenreaktorer, men ger då enbart en resursbesparing på ca 20 %. Återcykling av plutonium görs för närvarande rutinmässigt endast i Frankrike.

Utveckling av snabba reaktorer har pågått sedan slutet av 1940-talet och under 1970-talet planerades att ett stort antal snabba reaktorer och deras tillhörande bränslecykel skulle vara i drift år 2000. Utvecklingen har dock av olika skäl gått betydligt långsammare än planerat. Den allmänna bedömningen är idag att snabba reaktorer, om de blir tillgängliga, knappast kommer att ge ett omfattande bidrag till energiproduktionen förrän någon gång efter 2050. Kärnkraftproduktionen har i stället dominerats av lättvattenreaktorer av samma typer som de som används i Sverige. Lättvattenreaktorernas dominans beräknas fortsätta under de närmaste decennierna.

För att starta ett system som bygger på snabba reaktorer behövs plutonium (eller höganrikat uran). Det använda bränslet från lättvattenreaktorer innehåller sådant plutonium. En frågeställning som därvid uppkommer är:

Bör man spara det använda bränslet så att man kan utnyttja dess potential som energiråvara i framtiden i stället för att deponera det som avfall?

Svaret på denna fråga blir beroende dels av när materialet blir användbart, det vill säga när snabba reaktorer har introducerats i större skala, dels av efterfrågan på materialet vid denna tidpunkt, det vill säga kommer plutonium att vara en bristvara eller en överskottsvara vid denna tidpunkt och därefter. Till bilden hör att de snabba reaktorerna kommer att generera sitt eget plutonium, de är så kallade bridreaktorer. Plutonium från andra reaktorer behövs således endast för de första årens drift.

För att ge ett underlag till att besvara frågan om det svenska använda bränslet är en resurs för framtiden eller ej ges i denna rapport dels en översikt över utvecklingsläget vad gäller snabba reaktorer och deras potential att användas kommersiellt i större skala, dels en genomgång av vad det skulle innebära för det svenska systemet om det använda bränslet skulle upparbetas och återanvändas som bränsle i snabba reaktorer eller i befintliga reaktorer.

Status och planer för utveckling av snabba reaktorer

Utvecklingen av snabba reaktorer var intensiv under 1960, 70 och 80-talen. Ett flertal relativt stora natriumkylda snabba reaktorer byggdes i Frankrike, Japan, Tyskland, Storbritannien, Sovjetunionen och USA, med Superphénix i Frankrike som den största på 1 242 MW_e. Därefter avstannade utvecklingen och de flesta reaktorerna stängdes efter hand av. Idag är endast en av dessa reaktorer alltså i drift. Det fanns flera skäl till denna utveckling, bland annat den ökande diskussionen om riskerna för spridning av kärnvapenmaterial från de snabba reaktorernas bränslecykel, kostnadsbildningen för snabba reaktorer och fortsatt tillgång till billigt uran, samt tekniska och säkerhetsmässiga svårigheter. Endast Sovjetunionen, Japan och Indien fortsatte arbetet. I början av 2000-talet ökade ånyo intresset för snabba reaktorer i flera länder och ett omfattande internationellt samarbete påbörjades genom Generation IV International Forum (GIF) och IAEA:s International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO).

Inom GIF, INPRO och nationella program studeras idag några olika typer av snabba reaktorer, dels natriumkylda, som testats tidigare, dels blykylda och gaskylda, samt på längre sikt även så kallade saltmältereaktorer och reaktorer som använder torium som bränsle. Huvuddelen av insatserna koncentreras dock idag på natriumkylda reaktorer. Sålunda har Ryssland en 600 MW_e natriumkyld reaktor (BN-600) igång sedan mer än 30 år och ska nästa år ta i drift en reaktor av nästa storlek, BN-800. Därefter planerar man att bygga ytterligare några större reaktorer under 2020-talet med

sikte att introducera en större andel snabba reaktorer i tidsperspektivet 2040–2050. Frankrike satsar också på att bygga en natriumkyld snabbreaktor (ASTRID), som en prototyp på 600 MW_e, som kan tas i drift omkring 2025/30. Målsättningen är att därefter introducera snabba reaktorer i industriell skala omkring 2040–2050. Ett tredje land som ligger långt framme med snabba reaktorer är Indien som beräknas ta i drift en 500 MW_e natriumkyld reaktor under 2014, samt därefter relativt snabbt bygga ytterligare 5 reaktorer. Det indiska programmet har dock drabbats av förseningar på senare tid. Japan satsar också på utveckling av snabba reaktorer till ca 2050¹, vilket även Kina gör. Utvecklingen i USA är mera osäker. Inget direkt snabbreaktorprogram drivs där för närvarande.

Snabba reaktorer kräver en väl utvecklad bränslecykel med upparbetning och bränsletillverkning. En utveckling som också kommer att ta tid och resurser. Upparbetning av lättvattenreaktorbränsle sker idag rutinmässigt, men upparbetning av snabbreaktorbränsle ställer nya krav. Utvecklingsarbete pågår dels av den konventionella PUREX-processen och varianter av denna, dels av så kallad torr elektrokemisk upparbetning (pyroprocessing). Mindre mängder snabbreaktorbränsle kan upparbetas i befintliga anläggningar, men en introduktion av snabba reaktorer i större skala kommer att kräva nya upparbetningsanläggningar i tidsperspektivet 2050.

Även vad gäller bränsleutformning och val av kapslingsmaterial samt för bränsletillverkning krävs ytterligare utveckling. Bränslet ska klara stora påfrestningar med höga utbränningar (250 MWd/kgU, mot dagens ca 60 MWd/kgU). Det ska dessutom innehålla ca 25 % plutonium. För de snabba reaktorer som nu planeras kommer oxidbränsle med en blandning av uran och plutonium (så kallat MOX-FR-bränsle²) att användas. Här kan man dra nytta av erfarenheterna från tillverkning och användning av MOX-bränsle i lättvattenreaktorer. På längre sikt studeras även användning av metalliskt bränsle och bränsle med U/Pu-nitrid och U/Pu-karbid. Även om vissa tester gjorts med dessa typer av bränsle är erfarenheterna mycket begränsade. Detsamma gäller studier som syftar till att använda torium som bränsle i snabba reaktorer.

Användning av snabba reaktorer ger på sikt också möjlighet att bränna (genom transmutation) vissa andra aktinider och långlivade fissionsprodukter, så att den långlivade toxiciteten och värmeutvecklingen i det kvarvarande avfallet kan minskas, vilket kan innebära förenklingar och effektiviseringar för slutförvaret. Detta kräver dock att mer avancerade upparbetningsprocesser utvecklas till industriell skala, samt att nya bränsletyper tas fram. En stor del av utvecklingsarbetet inom detta område sker i Frankrike inom ramen för ett europeiskt samarbete och bedöms ha en tidplan som, om utvecklingsarbetet blir framgångsrikt och införande i industriell skala bedöms vara motiverat, kan nå målet någon gång efter 2050.

Sammanfattningsvis kan man konstatera att utvecklingsarbete på snabba reaktorer och deras bränslecykel pågår aktivt i några länder i världen. Den optimistiska bedömningen i dessa program är att snabba reaktorer kan få en betydelse för kärnkraftsprogrammen och urananvändningen i dessa länder omkring 2050. För andra länder torde en sådan utveckling ligga åtminstone ytterligare något 10-tal år bort. En förutsättning för att dessa prognoser ska slå in är att man kan visa på en god säkerhet och ekonomi för snabba reaktorer. Ekonomin i förhållande till lättvattenreaktorer är kopplad till det framtida uranpriset, men också till bygg- och driftkostnaden för reaktorsystemen, upparbetningsanläggningar, hantering av radioaktivt avfall och slutförvaring samt dessa anläggningars tillgänglighet.

Snabba reaktorer i Sverige och påverkan på det svenska systemet för hantering av använt bränsle

Hur påverkas hanteringen av svenskt använt bränsle av denna utveckling? Vid en första anblick kan det tyckas naturligt att fortsätta lagra bränslet för att senare kunna upparbeta det och tillgodogöra sig uran och plutonium i bränslet. I realiteten innebär det att Sverige måste planera för en långsiktig användning av kärnkraften med en introduktion under 2060-talet av snabba reaktorer som kan använda

¹ Det råder dock stor osäkerhet kring framtiden för det japanska snabbreaktorprogrammet efter Fukushimaolyckan.

² MOX-bränsle används såväl i lättvattenreaktorer, som till att börja med i snabba reaktorer. För MOX-bränsle i lättvattenreaktorer används ca 5–10 % plutonium, medan halten plutonium i snabba reaktorer är 15–30 %. För att skilja de olika bränslena åt används i denna rapport därför benämningen MOX-FR-bränsle för bränslet till de snabba reaktorerna.

uranet och plutoniet. Vid denna tidpunkt torde det knappast finnas en världsmarknad för försäljning av dessa material. De länder som satsar på en utbyggnad av snabba reaktorer kommer att ha genererat tillräckligt med plutonium i sina egna reaktorer för att starta sina snabba reaktorer. För de första årens drift av en snabb reaktor krävs en plutoniummängd motsvarande vad som genererats under 60–70 års drift av en lättvattenreaktor. Därefter kan reaktorn drivas med självgenererat plutonium och utarmat uran från anrikningsprocessen, som finns i stora kvantiteter i dessa länder.

En introduktion av snabba reaktorer i Sverige skulle optimistiskt räknat kunna tänkas ske successivt från 2060. Med ett fortsatt kärnkraftssystem på dagens nivå, ca 10 GW_e, skulle vid denna tidpunkt ca 20 000 ton använt bränsle från ca 80 års drift av 10 reaktorer på 1 000 MW_e ha genererats. Plutonet i det skulle räcka till att starta ca 13 snabba reaktorer på en gång. För varje ytterligare tioårsperiod bildas plutonium som räcker till att starta en till två nya snabba reaktorer. Ett scenario med en så snabb introduktion av snabba reaktorer i Sverige är knappast realistiskt då de kommer att introduceras i konkurrens med etablerade lättvattenreaktorer. Det kommer därför alltså att finnas ett överflöd av använt bränsle som kommer att behöva slutförvaras.

I ett skede då Sverige skulle ha en omfattande andel av snabba reaktorer kan det även bli aktuellt att bygga en uppberedningsanläggning och en anläggning för tillverkning av snabbreaktorbränsle i Sverige. För en effektiv användning av snabba reaktorer krävs att omloppstiden utanför reaktorn begränsas till några år. Mängden transporter av material som är känsligt ur kärnvapenspridningssynpunkt skulle därigenom också kunna hållas nere. Alternativt skulle Sverige bli beroende av uppberedning och bränsletillverkning i ett annat land, vilket förutsätter att en marknad kommer att finnas.

Med detta scenario skulle två parallella spår utvecklas i Sverige, dels fortsatt arbete mot slutförvaring av använt bränsle som avfall i ett kärnbränsleförvar, dels mellanlagring av en del använt bränsle för senare användning i snabba reaktorer. Om snabba reaktorer inte utvecklas i förväntad takt eller inte kan motiveras ekonomiskt finns därigenom tekniken tillgänglig för att deponera allt använt bränsle. Hur mycket bränsle som ska sparas behöver inte bestämmas förrän ganska sent med hänsyn till att plutonet i tillkommande använt bränsle från tio reaktorer under en tioårsperiod räcker för att starta en till två nya snabba reaktorer.

En alternativ användning av snabba reaktorer, som också diskuteras, är att förbränna plutonium för att minska mängden plutonium i ett slutförvar. De snabba reaktorerna drivs då som så kallade ”burners”. Dessa ger inte den avsevärda förbättring av utnyttjandet av uranråvaran, som en brider ger, och är således av mindre intresse ur hushållningssynpunkt, och har därför inte varit föremål för analys i denna rapport.

Som ett alternativ till användning av plutonium i snabba reaktorer har i ett övergångsskede plutonium och uran använts i MOX-bränsle i lättvattenreaktorer. Detta sker till exempel rutinmässigt i Frankrike och ger en förbättrad hushållning med uranresursen med ca 20 %, men till en högre kostnad än för uranbränsle. Användning av MOX-bränsle måste därför endast ses som ett mellansteg i utvecklingsarbetet på väg mot plutoniumanvändning i snabba reaktorer. Det är först då som en väsentlig förbättring av hushållningen med uranråvaran erhålls. Detta är till exempel fallet i Frankrike, där en stor del av utvecklingen av snabba reaktorer sker. Mot denna bakgrund torde det knappast bli aktuellt att ändra den svenska planeringen och införa MOX-bränsle i de befintliga reaktorerna. Detta steg försämrar dessutom plutoniumkvaliteten för senare användning i snabba reaktorer.

Slutsatser

Möjligheten att utveckla reaktorer som utnyttjar energiråvaran uran mycket bättre än i dagens lättvattenreaktorer har varit en dröm alltsedan starten av kärnkraftsepoken på 1940-talet. Mycket arbete har lagts ned och snabba reaktorer har testats, men utvecklingen har gått avsevärt långsammare än förväntat. Trots förnyat intresse i flera länder pekar de optimistiska prognoserna på att snabba reaktorer inte kommer att kunna användas i stor skala förrän omkring 2050. Detta är ca 50 år senare än vad som antogs så sent som 1970.

Det råder således stora osäkerheter om och i så fall när snabba reaktorer kommer att spela en roll för energiförsörjningen och hushållningen med uranråvaran. Om detta sker redan framåt mitten av innevarande sekel kommer det att finnas ett överskott av plutonium i befintligt använt bränsle för att starta dessa reaktorer. En stor del av det använda bränslet kommer därför även fortsättningsvis att ses som ett avfall som behöver slutförvaras. Utvecklingen av snabba reaktorer är därför inget motiv till att fördröja arbetet med slutförvaring av svenskt använt bränsle. Skulle det bli aktuellt att införa snabba reaktorer i Sverige tar det bara tretton år att med tio reaktorer generera tillräckligt med plutonium för att starta två nya snabba reaktorer. Beslut om att sluta deponera använt bränsle kan därför tas samtidigt som ett eventuellt beslut fattas om att bygga en första snabb reaktor.

Executive summary

Background and issues

Since the start of the nuclear power era studies have been performed of how to utilise the uranium energy resource in the most effective way. Only about one percent of the energy potential of uranium is utilised in the light water reactors of today. To improve the utilization other types of reactors are needed. With fast reactors theoretically 50–100 times more energy can be extracted from the uranium. This will require reprocessing of the uranium and multiple recycling of the plutonium. Plutonium and uranium can also be recycled in light water reactors, but this will only improve the uranium utilisation by about 20 %. Recycling of plutonium on a routine basis is presently only done in France.

The development of fast reactors has been going on since the end of the 1940ies. During the 1970ies the planning was that a large number of fast reactors and their associated fuel cycle facilities would be in operation by the year 2000. The development has, however, for different reasons been much slower than planned. The general assessment today is that fast reactor, if they will be realised, will hardly give an important contribution to energy production until after 2050. Nuclear power production has instead been dominated by light water reactors similar to the ones in use in Sweden. Light water reactors are believed to continue to dominate during the next decades.

To start a fast reactor system plutonium (or highly enriched uranium) will be needed. Such plutonium is contained in spent nuclear fuel from light water reactors. This raises the question:

Should the spent nuclear fuel be stored so that the potential energy resource in the fuel can be used in the future instead of disposing of it as a waste?

The answer to this question will depend on when the material will be useful, i.e. when fast reactors have been introduced on a large scale. It will also depend on the demand for plutonium at this time, i.e. will plutonium be a scarce redundant resource at this point of time. In this context it should be considered that fast reactors will generate their own plutonium, as breeder reactors. Plutonium from other reactors will thus only be needed for the first years of operation.

To provide a basis for the answer to the question if the Swedish spent fuel is a resource or a waste this report provides an overview of the present development status for fast reactors and their potential for large scale commercial use. It further describes the impact on the Swedish system for management of spent nuclear fuel if the fuel were to be reprocessed and the uranium and plutonium reused as fuel for fast reactors or for the present reactors.

Development of fast reactors – status and plans

Fast reactors were intensively developed during the 1960ies, 70ies and 80ies. Several fairly large sodium cooled fast reactors were built in France, Germany, Japan, the Soviet Union, UK and the USA, with Superphénix in France being the largest at 1,242 MW_e. The development then slowed down and most reactors were successively closed. Today only one of these reactors is still in operation. There are several reasons for this development. These include the increasing discussion about the risks for diversion of nuclear weapons material from the fast reactor fuel cycle, the cost of fast reactors combined with a continued availability of cheap uranium, and technical and safety related difficulties. Only the Soviet Union, Japan and India continued the work. At the beginning of this decennium a renewed interest for fast reactors could be seen in several countries and an important international cooperation was started within the Generation IV International Forum (GIF) and the IAEA's International Project on Innovative Reactors and Nuclear Fuel Cycles (INPRO).

Within GIF, INPRO and national programmes some different types of fast reactors are now studied; sodium cooled reactors similar to those developed before, but also lead and gas cooled reactors and in a longer time perspective molten salt reactors and reactors that use thorium as fuel. The larger part of the work is, however, concentrated on sodium cooled reactors. Russia is operating since more than 30 years a 600 MW_e sodium cooled reactor (BN-600) and plans to next year start the operation of a reactor of the next size, BN-800. Some further large reactors are then planned to be built during the 2020ies, with the aim to introduce fast reactors on a large scale in the time period 2040–2050.

In France also a 600 MW_e sodium cooled fast reactor (ASTRID) is planned as a prototype with start of operation 2025/30. The aim is to introduce fast reactors at an industrial scale around 2040–2050. India is a third country which is well advanced in fast reactors. A 500 MW_e sodium cooled is planned for operation in 2014 and then five more fast reactors will be built relatively fast. Lately, however, the Indian programme has seen some delays. Japan is also developing fast reactors until about 2050³, as is China. The development in the US is more uncertain, where presently no direct work is performed on a fast reactor programme.

Fast reactors will require a well developed fuel cycle including reprocessing and fuel manufacturing. The development of the fuel cycle will also require time and resources. Reprocessing of light water reactor fuel is today performed on a routine basis, but the reprocessing of fast reactor fuel will include new requirements. Development work is being performed on the conventional PUREX-process and variants of it, as well as on pyroprocessing, which is a dry electrochemical process. Small amounts of fast reactor fuel can be reprocessed in existing facilities, but a large scale introduction of fast reactors will require new reprocessing plants around 2050.

Also fuel design, choice of canning material and fuel manufacturing will require further development. The fuel must sustain large strains and high burnup (250 MWd/kgHM, as compared to 60 MWd/kg U today). It will also contain about 25 % plutonium. The currently planned fast reactors will use oxide fuel with a mixture of uranium and plutonium oxide (MOX-FR-fuel⁴). The experiences from the manufacturing and the use of MOX-fuel in light water reactors can then be drawn upon. In a longer time perspective the use of metallic fuel and U/Pu-nitride and U/Pu-carbide are also studied. Some tests have been made with such fuels, but the experiences are quite limited. The same is true for studies of using thorium as fuel in fast reactors.

The use of fast reactors will in a longer time perspective also provide the possibility to burn (by transmutation) some other actinides and long lived fission products. This could reduce the long lived radiotoxicity and heat generation in the remaining waste, and could thus simplify the repository and make it more effective from a volume point of view. This development will, however, require that more advanced reprocessing plants are developed at an industrial scale and that new fuel types are developed. Much of the development work in this area is performed in France within a European cooperation framework. The time schedule aims at reaching this goal sometime after 2050, provided that development work is successful and the industrial implementation is motivated.

In summary development of fast reactors and their fuel cycles is going on actively in some countries. In these programmes it is optimistically judged that fast reactors can be of importance for the nuclear power programmes and the uranium consumption around 2050. For other countries such development would probably be some further 10 years away. A prerequisite that these prognosis will materialise is that the safety and economy for fast reactors can be proven. The economy as compared to light water reactors is connected to the future price of uranium, but also to the cost for constructing and operating the fast reactors, reprocessing plants, radioactive waste management facilities and final disposal, and the availability factors for these facilities.

Fast reactors in Sweden and their influence on the Swedish spent fuel management system

How are the plans for the management of spent nuclear fuel in Sweden affected by these developments? At first sight it could be natural to continue the storage of the fuel to be able to later reprocess the fuel to make use of the uranium and plutonium. This would then require that Sweden must plan for a long time use of nuclear power including an introduction during the 2060ies of fast reactors, that can reuse the uranium and plutonium. There would hardly be a world market for selling these materials then. The countries that have been engaged in the development of fast reactors will have sufficient plutonium from their own reactors to be able to start their fast reactors. The first years of

³ The uncertainties about the future for the Japanese fast reactor programme are, however, large following the Fukushima accident.

⁴ MOX-fuel is used in lightwater reactors as initially in fast reactors. LWR MOX uses 5–10 % plutonium, while the plutonium content in fast reactor fuel is 15–30 %. To distinguish the two types of MOX in this report the notation MOX-FR-fuel is used for the fast reactor fuel.

operation of one fast reactor will require an amount of plutonium corresponding to what is generated during 60–70 years operation of a light water reactor. Thereafter the fast reactor can be operated on self generated plutonium and depleted uranium from the enrichment process, which is available in large quantities in these countries.

Optimistically fast reactors can only be introduced in Sweden successively from 2060 onwards. If a continued use of nuclear power at the present day level of 10 GW_e is assumed about 20,000 ton spent fuel will have been generated by this time, corresponding to 80 years operation of 10 light water reactors of 1,000 MW_e each. The plutonium contained in this fuel would suffice to start about 13 fast reactors at the same time. For every further ten year period sufficient plutonium to start one to two fast reactors is generated. A scenario with such a fast introduction of fast reactors in Sweden is hardly realistic, as there will still be a competition with light water reactors. There will thus always be a surplus of spent light water reactor fuel that will require final disposal.

If Sweden has built a sufficiently large number of fast reactors also the construction of a reprocessing plant and a fuel fabrication plant for fast reactor fuel in Sweden could be considered. To effectively use fast reactors it is required that the turnaround time for the fuel outside the reactor is limited to a few years. Also the number of transports of material that is sensitive from a nuclear proliferation point of view could thus be limited. As an alternative Sweden would become dependent on reprocessing and fuel fabrication in another country, a situation which would require the availability of a market.

With this scenario two parallel development tracks would be followed in Sweden, continued work towards disposal of spent nuclear fuel as a waste in a repository for spent nuclear fuel, and interim storage of some of the spent fuel for later use in fast reactors. If the development of fast reactors will be slower than planned or they cannot be motivated economically, this approach will make sure that the technology for disposal of all spent fuel will be available. It will not be necessary to determine how much fuel that should be kept until rather late as the plutonium in the fuel generated during 10 years in 10 reactors is enough to start one to two fast reactors.

An alternative use of fast reactors, which is also being discussed, is to burn plutonium to reduce the amount of plutonium in the repository. The fast reactors are then operated as “burners”. With burners you will, however, not get the very large improvement in the use of the uranium resource as you will get with breeder reactors. This use is thus of less interest from a resource saving perspective and has thus not been part of the analysis in this report.

An alternative to use plutonium in fast reactors is to use it in MOX-fuel in light water reactors at least during a transitional period. This is for example done on a routine basis in France and improves the utilization of the uranium resource by about 20 %, but at a higher cost than normal uranium fuel. The use of MOX fuel must thus be seen only as an intermediate step in the development towards plutonium use in fast reactors. Only then will a substantial improvement in the resource utilization be achieved. This is for instance the view in France, where a large part of the fast reactor development is done. With these facts it is hardly probable that the Swedish planning will be changed to introduce MOX-use in the existing reactors.⁵ Such a step would also deteriorate the plutonium quality even for use in fast reactors.

Conclusions

The possibility to develop reactors that utilize the uranium resource much better than the present light water reactors has been a dream since the start of the nuclear power era in the 1940ies. Much work has been performed and fast reactors have been tested, but the development has been substantially slower than expected. In spite of the renewed interest in several countries, even the optimistic prognosis indicates that fast reactors will not be available for large scale use until around 2050. This is 50 years later than was assumed as late as 1970.

⁵ Except to take care of the already generated plutonium from reprocessing of some early fuel from the Oskarshamn 1 reactor.

There are thus large uncertainties connected to the question if and in that case when fast reactors will play an important role in the energy supply and in the effective use of the uranium resource. Even if this happens as early as in the middle of this century, there will be a surplus of plutonium in existing spent fuel to start these reactors. A large portion of the spent nuclear fuel will still be seen as a waste that will need a final repository. The development of fast reactors is thus not an argument for delaying the work on final disposal of Swedish spent nuclear fuel. In the case fast reactors will be introduced in Sweden it will only take thirteen years to generate the plutonium needed to start two new fast reactors. A decision to stop disposing of spent fuel can thus be made at the same time as a possible decision to build the first fast reactor.

Innehåll

1	Bakgrund och syfte	13
1.1	Översikt	13
1.2	Lite reaktorfysik	14
1.3	Källor	15
2	Fjärde generationens reaktorer – en översikt	17
3	Snabba reaktorer – kort historik	23
4	Snabba reaktorer och deras bränslecykler – dagsläget och pågående utveckling	27
4.1	Inledning	27
4.2	Ryssland	27
4.3	Frankrike	29
4.4	Indien	31
4.5	Japan	32
4.6	USA	33
4.7	Sydkorea	33
4.8	Kina	33
4.9	Europeiskt samarbete – SNETP	34
4.10	Generation IV International forum	34
4.11	International project on innovative nuclear reactors and fuel cycles (INPRO)	35
4.12	Sammanfattning av status och utvecklingsläge	35
5	Upparbetning och transmutation	37
6	Säkerhets- och tillgänglighetsaspekter för snabba reaktorer och deras bränslecykler	39
7	MOX-bränsle i lättvattenreaktorer	41
8	Återanvändning av uran och plutonium från svenskt använt bränsle i lättvattenreaktorer – en modell	45
8.1	Tillgång till uppabetningskapacitet	45
8.2	Tillgång till MOX-bränsleframställning	45
8.3	En modell för uppabetning och återcyklning av MOX-bränsle i svenska reaktorer	46
8.3.1	Återcyklning i befintliga lättvattenreaktorer	46
8.3.2	Ekonomi	48
8.3.3	Återcyklning i ett system med nya lättvattenreaktorer	49
8.3.4	Summering och diskussion	49
9	Återanvändning av uran och plutonium från svenskt använt bränsle i snabba reaktorer – en modell	51
9.1	Resursbehov för drift av snabba reaktorer	51
9.2	Ett svenskt snabbreaktorsystem	52
9.3	Bränslebehov för ett svenskt snabbreaktorprogram	53
9.4	Bränslecykeln för ett svenskt snabbreaktorprogram	53
9.5	Inverkan på planerna för slutförvaring av använt bränsle	54
9.6	Ekonomi	54
9.7	Summering och diskussion	55
10	Slutsatser	57
	Referenser	61

1 Bakgrund och syfte

1.1 Översikt

Sedan början av kärnkraftepoken har man studerat hur man ska kunna utnyttja energiråvaran, uran, så effektivt som möjligt. I dagens lättvattenreaktorer används endast ca en procent av uranets potential för energialstring. För att få en bättre utnyttjning krävs andra typer av reaktorer, i första hand så kallade snabba reaktorer, som är bättre på att omvandla icke klyvbart uran till klyvbart plutonium. Genom att använda snabba reaktorer och flera gånger återcykla uran och plutonium, genom upparbetning och tillverkning av nytt bränsle, kan 50–100 gånger mer energi utvinnas ur uranråvaran.

Utvecklingen av snabba reaktorer påbörjades i slutet av 1940-talet och den första elproducerande reaktorn var en liten snabbreaktor på 200 kW_e som startades 1951. Parallellt utvecklades lättvattenreaktorer som ansågs robustare och ha större potential att kunna byggas i stor skala. De första lättvattenreaktorerna användes för att driva amerikanska atomubåtar. Under 50- och 60-talet utvecklades tekniken för lättvattenreaktorer för kraftproduktion och dessa dominerar idag världens reaktorpark och planerade nya reaktorer. Även så kallade tungvattenreaktorer utvecklades och används idag.

Utvecklingen av snabba reaktorer gick långsammare, men ännu så sent som på 1970-talet var det mer eller mindre självklart inom kraftbranschen att bränslet i lättvattenreaktorerna skulle upparbetas och att separerat uran och plutonium skulle användas i snabba reaktorer. Dessa skulle finnas tillgängliga omkring år 2000. Möjligen skulle plutoniet först användas en gång som MOX-bränsle i lättvattenreaktorer för att undvika att man lagrade upp separerat plutonium, som var ett potentiellt kärnvapenmaterial. Återcykling i MOX-bränsle gör samtidigt att man kan ta ut ca 20 % mer energi ur uranråvaran. Användningen av MOX-bränsle beskrivs översiktligt i kapitel 7.

Utvecklingen av snabba reaktorer har ännu inte nått ett läge där man skulle kunna införa ett stort antal snabba reaktorer för kraftproduktion i världen. De reaktorer som utvecklas och testas är ännu på stadiet pilot- eller prototypanläggning. Den allmänna bedömningen är att snabba reaktorer knappast kommer att ge ett omfattande bidrag till energiproduktionen förrän någon gång efter 2050. I mellantiden, under 1970, 80 och 90-talen, har dock några stora snabba reaktorer byggts och testats och med några få undantag lagts ner i förtid av olika skäl. Några nya snabbreaktorer planeras tas i drift i början av 2020-talet.

Varför har utvecklingen av snabba reaktorer tagit så mycket längre tid än vad man ursprungligen trodde. Flera skäl har bidragit till detta, men tre viktiga faktorer kan nämnas:

- riskerna för spridning av kärnvapenmaterial som är förknippade med de snabba reaktorernas bränslecykel,
- kostnadsbilden och tillgången på uran till en relativt låg kostnad,
- tekniska och säkerhetsmässiga svårigheter.

Ett syfte med denna rapport är att belysa utvecklingen av snabba reaktorer och deras status idag, samt ge en bild av återstående utvecklingsarbete innan snabba reaktorer skulle kunna användas i någon större skala. Detta omfattar såväl utvecklingsarbete på själva reaktortekniken som arbete inom de snabba reaktorernas bränslecykel, främst vad gäller tekniken för upparbetning och utveckling av bränslet och bränsletillverkningen.

Med den försenade utvecklingen av snabba reaktorer uppstod också frågan hur det använda bränslet från lättvattenreaktorerna skulle användas. Olika länder valde olika vägar. I huvudsak kan man särskilja följande hanteringslinjer:

- A. Bränslet upparbetas varvid uran och plutonium separeras från fissionsprodukter och vissa andra ämnen (restaktinider)⁶ som tas om hand som avfall efter förglasning. Plutonet återcyklas blandat med uran i lättvattenreaktorer som MOX-bränsle. Uranet återanrikas och återcyklas även det i lättvattenreaktorer. Det använda MOX-bränslet lagras tills vidare för att senare upparbetas för återanvändning av plutonium och uran i snabba reaktorer. Det förglasade avfallet och visst annat långlivat avfall mellanlagras för att senare deponeras i ett geologiskt slutförvar.
- B. Bränslet betraktas som ett avfall och mellanlagras i ca 40 år innan det ska kapslas in och deponeras i ett geologiskt slutförvar (direktdeponering).
- C. Bränslet mellanlagras i avvaktan på ett slutligt val av strategi.

Strategi A har till exempel valts och tillämpats i Frankrike, Indien och i viss mån Japan, samt har valts men ännu inte tillämpats i Ryssland och Kina. Strategi B har valts av USA, Sverige och Finland, samt är numera huvudalternativ i ett flertal andra länder, t ex Tyskland. Även om USA har valt strategi B bedrivs utvecklingsarbete på komponenter som ingår i strategi A. Flertalet länder tillämpar emellertid strategi C och väntar för att se om utvecklingen av snabba reaktorer blir framgångsrik.

Användning av snabba reaktorer ger på sikt också möjlighet att bränna (genom transmutation) vissa andra aktinider och långlivade fissionsprodukter, så att den långlivade toxiciteten och värmeutvecklingen i det använda bränslet kan minskas. Detta kan innebära möjlighet till bättre utnyttjande av deponeringsutrymmet på slutförvarsplatsen och ett lägre innehåll av långlivade aktinider i det deponerade avfallet.

Valet av direktdeponering i Sverige väcker naturligtvis frågan om det är ansvarsfullt att göra sig av med den potentiella energiråvaran som det använda bränslet är. Är detta förenligt med hushållningen med naturresurser? Ett syfte med denna rapport är att belysa vilket behov som kan komma att finnas av materialet i det använda bränslet och när detta behov uppstår, samt vilket värde det skulle vara att spara bränslet för framtiden. Rapporten ska även försöka belysa vad som skulle krävas i form av anläggningar och processer för att kunna återanvända bränslet och hur detta skulle påverka systemet för hantering av använt bränsle och i synnerhet slutförvaret.

1.2 Lite reaktorfysik

Innan en beskrivning ges av utvecklingen av snabba reaktorer och återcykling av uran och plutonium i dem eller i lättvattenreaktorer kan det vara på plats med en kortfattad beskrivning av fysiken bakom kärnenergin och skillnaden mellan snabba reaktorer och dagens lättvatten-reaktorer.

I reaktorer utvecklas energi när tunga atomkärnor i kärnbränslet, i första hand uran och plutonium, klyvs när de träffas av en neutron. Vid klyvningen bildas klyvningsprodukter (fissionsprodukter) och energi frigörs. Dessutom frigörs 2–3 neutroner som kan fortsätta att klyva nya tunga atomkärnor. En kedjereaktion har satt igång. För att detta ska ske måste de tunga atomkärnorna vara klyvbara (fissila). I uran som används som bränsle i en reaktor är endast den lättare isotopen uran-235 fissil. Uran-235 förekommer endast till 0,7 % i naturligt uran. Resterande 99,3 % är uran-238 som inte är fissil. Uran-238 kan dock absorbera en neutron och omvandlas till plutonium-239, som är fissil. Uran-238 sägs vara fertil. I en reaktor används precis en av de frigjorda neutronerna till nästa klyvning, medan resten absorberas antingen i uran-238 och bildar plutonium-239 eller i andra material i reaktorn och blir avfall. Den senare komponenten utgör den större delen.

I lättvattenreaktorer, som är den typ av reaktorer som används idag, sker huvuddelen av energiutvecklingen genom klyvning av uran-235, men efterhand som plutonium-239 också byggs upp kommer en allt större andel från dess klyvning. För att kunna använda bränslet effektivt i en lättvattenreaktor har halten uran-235 dessförinnan höjts till 4–5 %. I det använda bränslet har uran-235 förbrukats och halten sjunkit till under 1 %. Samtidigt har ca 1 % plutonium bildats. Det innehåller främst plutonium-239, men även tyngre isotoper av plutonium, 240, 241 och 242, som bildats genom

⁶ Aktinider är en serie tunga grundämnen med liknande kemiska egenskaper. De har atomnumren 89–103. De viktigaste aktiniderna i samband med kärnkraft är uran och plutonium. I kärnkraftverk bildas även neptunium, americium och curium genom upprepade neutronabsorptioner. För dessa används gemensamt beteckningen ”restaktinider”, till skillnad från uran och plutonium.

successiv absorption av neutroner. Dessutom innehåller det fissionsprodukter och en del andra ämnen som bildats genom absorption, t ex americium och curium. Huvuddelen av det använda kärnbränslet är dock oförbrukat uran-238. Sammansättningen av ett typiskt använt bränsle ges i tabell 1-1.

Tabell 1-1. Sammansättning (viktprocent) av använt lättvattenreaktorbränsle vid uttag ur reaktorn (PWR, 60 MWd/kgU).

Uran	92,3 %
U-238	90,9 %
U-235	0,7 %
U-234	0,02 %
U-236	0,7 %
Plutonium	1,3 %
Pu-238	0,04 %
Pu-239	0,6 %
Pu-240	0,3 %
Pu-241	0,2 %
Pu-242	0,1 %
Övriga aktinider	0,16 %
Np	0,10 %
Am	0,04 %
Cm	0,02 %
Fissionsprodukter	6,2 %
Xe	1,0 %
Nd	0,7 %
Zr	0,6 %
Mo	0,6 %
Ce	0,5 %
Cs	0,5 %
Ru	0,5 %
Ba	0,3 %
La	0,2 %
Pr	0,2 %
Sr	0,2 %
Tc	0,1 %
Sm	0,1 %

1.3 Källor

Innehållet i denna rapport är baserat på ett flertal relativt nyligen publicerade sammanställningsrapporter och presentationer vid konferenser, samt på författarens allmänna kunskaper om utvecklingen av snabba reaktorer och användning av uran och plutonium. Av detta skäl har referenser inte använts systematiskt i texten.

De viktigaste källorna har varit:

IAEA, 2012a. Status of fast reactor research and technology development. IAEA-TECDOC-1691, International Atomic Energy Agency, Vienna.

En rapport på dryga 600 sidor som ger en detaljerad beskrivning av alla snabbreaktorprojekt i världen och erfarenheterna från dessa samt av planer för framtiden i olika länder.

CEA, 2012. Rapport sur la gestion durable des matières nucléaires. Gif-sur-Yvette: Direction de l'énergie nucléaire.

- Band 1 La gestion durable des matières radioactives avec les réacteurs de 4^e génération.
- Band 2 Séparation–transmutation des éléments radioactives à vie longue.
- Band 3 Les réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération à caloporteur sodium.
Le démonstrateur technologique ASTRID.
- Band 4 Les réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération à caloporteur gaz – le réacteur expérimental ALLEGRO. Les autres filières à neutrons rapides de 4^e génération.
- Band 5 Synthèse et recommandations.

En omfattande rapport som avrapporterar det senaste årens utveckling i Frankrike beträffande snabba reaktorer och transmutation, samt redovisar planerna för de närmaste årens utveckling och kvarvarande forskningsbehov. Sammanfattningsrapporten, band 5, finns översatt till engelska.

NERAC, 2002. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems. GIF-002-00, U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum.

En rapport över vilket utvecklingsbehov som föreligger för de sex olika reaktorkoncept som studeras inom Generation IV International Forum (Se kapitel 2).

GIF, 2009. GIF R&D outlook for generation IV nuclear energy systems. Gen IV International Forum, 21 August 2009.

En lägesrapport för samarbetet inom Generation IV International Forum.

Cochran T B, Feiveson H A, Patterson W, Pshakin G, Ramana M V, Schneider M, Suzuki T, von Hippel F, 2010. Fast breeder reactor programs: history and status. Research Report 8, International Panel on Fissile Materials.

En kritisk granskning av utvecklingen av snabba reaktorer inom olika nationella program. Rapporten, som är kritisk till snabba reaktorer, har tonvikten på olika händelser och tekniska och ekonomiska problem som stoppat eller fördröjt de nationella programmen.

EC, 2007. The sustainable nuclear energy technology platform: a vision report. EUR 22842, European Commission.

En rapport som sammanställer en vision för användning av kärnkraft i Europa under detta sekel. Rapporten är sammanställd av en grupp industrier och forskningsinstitut (SNETP) med stöd av forskningspengar från EU, och syftar till att vara ett underlag för europeiskt forskningssamarbete på kärnkraftområdet.

SNETP, 2013. Strategic research and innovation agenda. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform.

Plan för vilken forskning, utveckling och innovation som kommer att behövas för att uppfylla visionen i föregående dokument, samt en sammanställning över pågående och planerade projekt i olika länder i Europa.

Fast reactors and related fuel cycles – challenges and opportunities (FR 09). Proceedings of an International conference, Kyoto, 7–11 December 2009. STI/PUB/1444, International Atomic Energy Agency, Wien.

Proceedings från den regelbundet återkommande konferensen om snabba reaktorer och deras bränsle-cykler som arrangeras av IAEA vart fjärde år. Ger mycket information om det senaste utvecklingsläget i olika länder.

Presentationer vid International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR 13), Paris, 4–7 March 2013.

Samma som föregående.

OECD/NEA, 2006. Advanced nuclear fuel cycles and radioactive waste management. Paris: OECD/NEA.

En detaljerad rapport över hur olika reaktortyper och bränsle-cykler kommer att påverka vilket avfall som behöver tas om hand.

Diverse IAEA-rapporter, t ex om användning av MOX-bränsle i lättvattenreaktorer.

2 Fjärde generationens reaktorer – en översikt

De reaktorer som byggs idag sägs ofta vara tredje generationens reaktorer. Dessa bygger på en utveckling av de tidiga lättvattenreaktorerna. Utvecklingen har speciellt skett på säkerhetsområdet och tredje generationens reaktorer är utrustade med säkerhetssystem som minskat sannolikheten för olyckor som kan leda till härdsador med en faktor 10–100. Skulle trots det en sådan olycka ske är reaktorerna försedda med filtersystem och annat som minimerar utsläppen till omgivningen och tar bort behovet att evakuera folk omkring anläggningen. Liknande förbättringar har successivt förts in i befintliga reaktorer för att förbättra deras säkerhet. Ett exempel är filtersystemen som infördes i de svenska reaktorerna efter olyckan i Three Mile Island.

Nya reaktorer som byggs under de närmaste 30–40 åren kommer till övervägande delen vara av tredje generationen, men med successiva förbättringar. På längre sikt utvecklas dock vad man kallar för fjärde generationens reaktorer som syftar till att få ut mera energi ur uranråvaran och därmed ge en bättre hushållning med naturresurser. Denna utveckling har pågått med olika intensitet sedan 1950-talet, i huvudsak i länder med statligt bedriven forskningsverksamhet. I början av 2000-talet tog US Department of Energy initiativ till ett ökat internationellt samarbete kring forskning och utveckling av fjärde generationens reaktorer, och ett Generation IV International Forum (GIF) bildades. Detta ska ses mot bakgrund av att man då förutsåg en ökad användning av kärnkraft i världen och att det därmed skulle uppstå ett större behov att förbättra utnyttningen av uranet, samt att studera andra bränslematerial.

Första steget i arbetet inom GIF var att göra en bred genomgång av olika alternativ för nya typer av reaktorer som underlag för en plan (Road map) för vilken forskning och utveckling som behövs (NERAC 2002). Som ett resultat av denna genomgång presenterades sex olika reaktorsystem som har potential att uppfylla de krav man kan ställa på nya reaktorsystem. Dessa formulerades på följande sätt i relation till dagens reaktorsystem:

- Uthållighet vad gäller utnyttjandet av kärnbränsleresurser och hantering och slutförvaring av avfallet.
- Tillförlitlighet och ekonomisk konkurrenskraft vid drift.
- Minst lika hög säkerhet som för dagens reaktorer.
- Minst lika hög standard vad gäller icke-spridning av kärnvapenmaterial och teknik.

Med reaktorsystem avses reaktorn och dess tillhörande bränslecykel och de anläggningar denna kräver. En sammanställning av de sex olika reaktorsystemen ges i tabell 2-1 (GIF 2009). De kan delas in i två klasser, reaktorer med en öppen bränslecykel, där det använda bränslet tas om hand som radioaktivt avfall, och reaktorer med en sluten bränslecykel, där uran och plutonium (och eventuellt andra aktinider) återanvänds som bränsle i flera cykler. Reaktorer med en öppen bränslecykel är gaskylta högttemperaturreaktorer (VHTR, very high temperature reactor) och lättvattenreaktorer som arbetar vid superkritisk temperatur och tryck (SCWR, supercritical water cooled reactor). Dessa reaktortyper kan ge en viss besparing av uranbehovet (några tiotal procent) genom att de kan driva bränslet till högre utbränning, men innebär inte en avsevärd förbättring av hushållningen med uranråvaran. De kan dock ha andra fördelar som gör dem intressanta, t ex en hög utgångstemperatur. Utöver en kort beskrivning nedan av dem behandlas de inte ytterligare i denna rapport.

Reaktorer med en sluten bränslecykel ger möjlighet att utnyttja bränsleråvaran betydligt bättre, 50–100 gånger bättre än i dagens reaktorer. De är alla så kallade snabba reaktorer, vilket innebär att kärnklyvningarna sker vid en hög neutronenergi till skillnad från i lättvattenreaktorer där neutronerna först bromsas genom kollisioner med väte i vattnet och kärnklyvningarna sker vid låg neutronenergi (termiska neutroner). Snabba reaktorer är därför kompaktare och kräver ett mycket effektivt kylmedel för att transportera bort energin. För de reaktorer som studeras i GIF används antingen flytande natrium (SFR, sodium cooled fast reactor), flytande bly (LFR, lead cooled fast reactor) eller gasformigt helium eller CO₂ (GFR, gas cooled fast reactor). Ett fjärde system, saltsmältereaktorer (MSR, molten salt reactor) kan arbeta både med snabba, epitermiska och termiska neutroner och i en sluten bränslecykel. Här ges en kort beskrivning av de olika reaktorsystemen som studeras i GIF (2009).

Tabell 2-1. Reaktorsystem som studeras inom Generation IV International Forum (GIF 2009).

System	Neutron Spectrum	Coolant	Temperature °C	Fuel Cycle	Size (MWe)
VHTR (very-high-temperature reactor)	Thermal	Helium	900-1000	Open	250-300
SFR (sodium-cooled fast reactor)	Fast	Sodium	550	Closed	30-150, 300-1500, 1000-2000
SCWR (supercritical water-cooled reactor)	Thermal/fast	Water	510-625	Open/ closed	300-700 1000-1500
GFR (gas-cooled fast reactor)	Fast	Helium	850	Closed	1200
LFR (lead-cooled fast reactor)	Fast	Lead	480-800	Closed	20-180 300-1200 600-1000
MSR (molten salt reactor)	Fast/thermal	Fluoride salts	700-800	Closed	1000

Natriumkylda snabba reaktorer (SFR)

De natriumkylda snabba reaktorerna använder flytande natrium som kylmedel, vilket tillåter en hög effekttäthet. Den syrefria miljön förhindrar korrosion, men natrium reagerar kemiskt med luft och vatten vilket innebär att kylsystemet måste ha god täthet.

Två olika typer av natriumkylda reaktorer studeras, dels en reaktor av bassängtyp (pool type) där reaktorhärden och första värmeväxlare finns i ett och samma reaktorkärl fyllt med flytande natrium (se figur 2-1), dels en typ med yttre kylkrets (loop type), där värmeväxlaren är belägen utanför reaktor-tanken. Inom GIF samarbetet studeras båda typerna och också olika storlekar mellan 50 och 1 500 MW_e.

Reaktorn drivs vid hög temperatur. Utloppstemperaturen är 500–550 °C, vilket innebär att man får en hög verkningsgrad för turbinen, > 40 %.

Reaktorn kan drivas med höganrikat uranbränsle eller med uran-plutoniumbränsle. I nuvarande reaktorer används oxidbränsle, men även metalliskt bränsle samt karbid- och nitridbränsle studeras, bland annat för att förbättra bridegenskaperna.

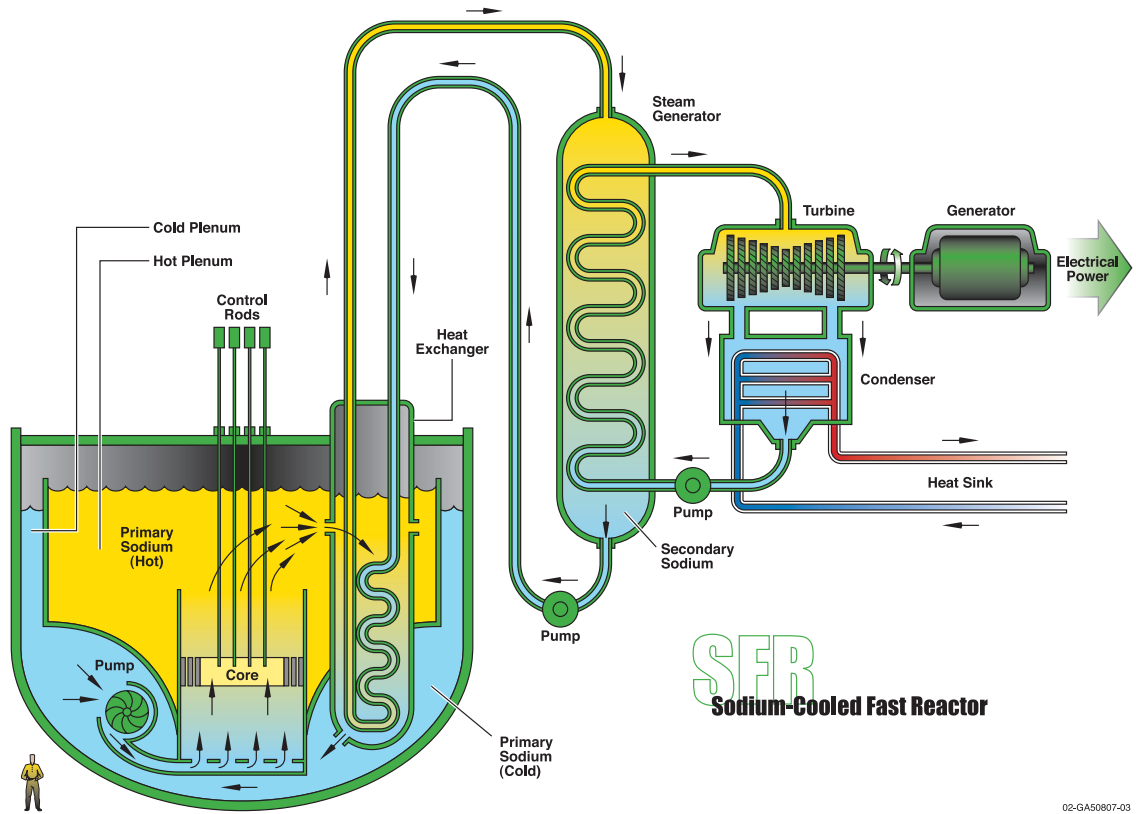
Viktiga positiva säkerhetsaspekter för en natriumkyld reaktor inkluderar en hög termisk tröghet (och därmed lång termisk responstid), betydande marginal till kokning, lågt tryck (nära atmosfärstrycket) och mellankylkretsen med natrium mellan primärkretsen och turbinkretsen. Utöver en turbin med vatten studeras också gasturbiner med helium och överkritisk koldioxid.

Utmaningar är kopplade till natriumreaktioner med vatten, reaktivitetsförändringar vid gasbubblor i natriet, samt tekniken för underhåll och reparationer i system som är fyllda med flytande natrium.

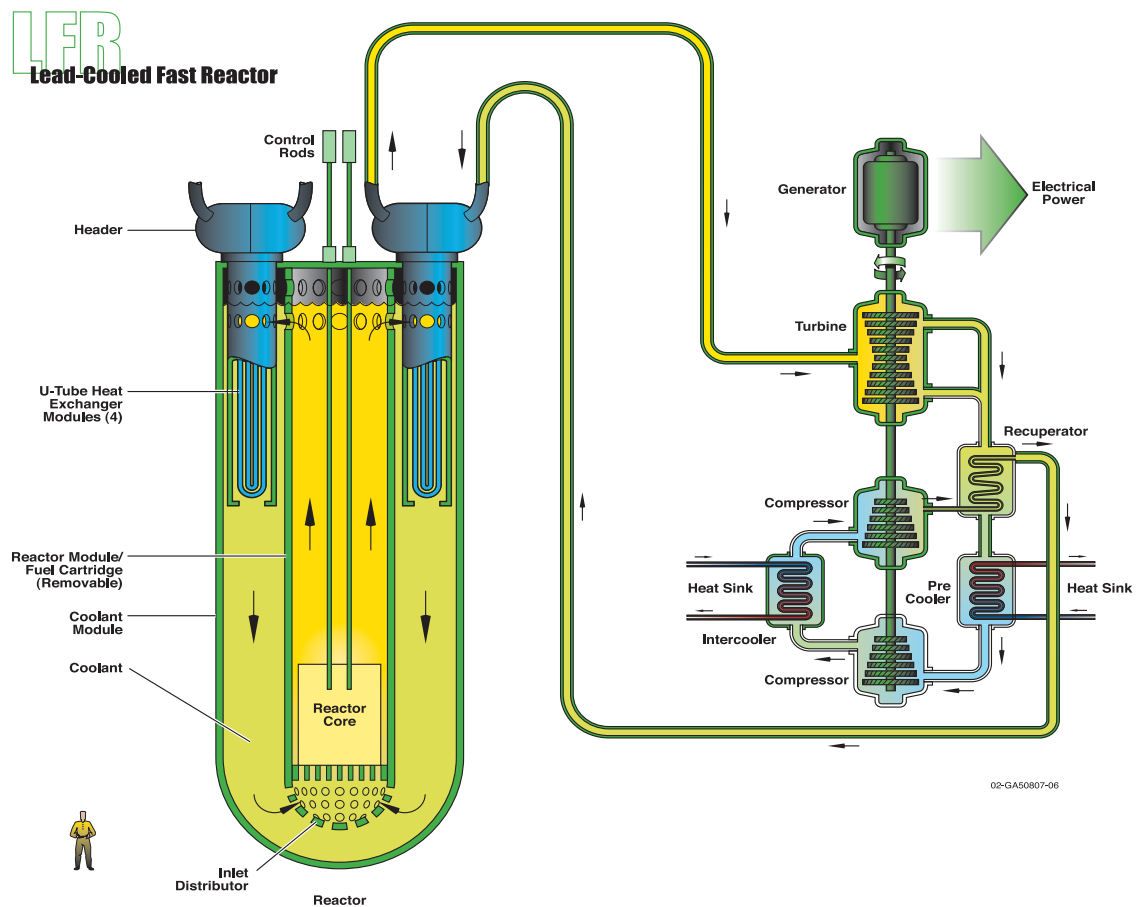
Blykylda snabba reaktorer (LFR)

Utformningen av blykylda snabba reaktorer är liknande den för natriumkylda reaktorer. De system som studeras inom GIF är av bassängtyp, men även reaktorer av med yttre kylkrets studeras. Värmeväxlarna med vatten eller gas ligger ihop med härden i samma bassäng (se figur 2-2). Tekniken har använts i några ryska atomubåtar. Den blykylda reaktorn har fördelen att blyet är relativt inert och inte reagerar med luft och vatten. Vid hög temperatur är rent bly dock korrosivt. Därför används numera en blandning av bly och vismut. Den höga reaktortemperaturen (ca 500 °C) ger en hög verkningsgrad för turbinen. Både vatten- och gasturbiner studeras.

Olika typer av bränsle studeras, uranoxid, uran/plutoniumoxid (MOX-FR), uran/plutoniumnitrid samt uran/torium.



Figur 2-1. Principskiss för en natriumkyld snabbreaktor av bassängtyp (pool type) (NERAC 2002).



Figur 2-2. Principskiss för en blykyld snabbreaktor (NERAC 2002).

Viktiga positiva säkerhetsaspekter för en blykyld snabbreaktor är det inerta kylmedlet, lång tid för bränslet i härden och en hög grad av passiv säkerhet. Vidare har bly en god förmåga att binda till exempel cesium och jod vid en olycka, och därmed ge minskat utsläpp i förhållande till en lättvattenreaktor.

Utmaningar är kopplade till korrosionskontroll, blyets höga täthet (stål flyter i bly), blyets relativt höga smältpunkt, och svårigheter att pumpa bly, samt till tekniken för underhåll och reparationer i system som är fyllda med flytande bly.

Gaskylda snabba reaktorer (GFR)

Den gaskylda snabbreaktorn är en heliumkyld högttemperaturreaktor. Reaktorn förväntas drivas vid ca 850 °C. Fördelen mot en natriumkyld reaktor är att kylmedlet (He) är inert, varigenom metallvatten reaktioner och korrosion undviks, samt att verkningsgraden för turbinen blir hög. Såväl vattenturbiner som direkta gasturbiner studeras. Direkt användning av gasen vid hög temperatur i olika industriella tillämpningar kan också bli aktuella.

De viktigaste säkerhetsfrågorna är kopplade till kylning vid kylmedelsbortfall och att reaktorn har en låg termisk tröghet, vilket innebär risk för snabb temperaturstegring i bränslet. Nya typer av bränsle kan behöva utvecklas, t ex uran/plutoniumkarbider i keramiskt bränsle eller uran/plutoniumnitridbränsle. Vidare behövs utveckling av nya högttemperaturmaterial för reaktorsystemen.

Saltsmältereaktorer (MSR)

Saltsmältereaktorn (Molten salt reactor – MSR) är unik så tillvida att bränslet är upplöst i saltsmältan, som också är kylmedel. I de MSR som nu studeras används en saltsmälta med fluorider. Viss teknikutveckling skedde redan under 50- och 60-talen. I jämförelse med snabba reaktorer med fast bränsle har MSR ett lägre fissilt innehåll, inga utbränningsbegränsningar på bränslet, ingen bränsletillverkning, och inget använt bränsle. Smältan med bränsle renas kontinuerligt och fissions- produkter och annat avfall separeras under drift. MSR har vidare starkt negativa reaktivitetskoefficienter vilket ger en säkerhetsfördel. En principskiss av en MSR visas i figur 2-3. En MSR har stor potential för att även kunna använda torium som bränsle.

Utmaningar är kopplade till materialproblem för tankar och rör som står i kontakt med en saltsmälta vid hög temperatur, samt till systemen för rening av saltsmältan och hantering och solidifiering av avfallsprodukten. Även kärnämneskontrollen försvaras av att bränslet är i lösning. Vidare behöver tekniken för underhåll och reparationer i en saltsmälta utvecklas.

Gaskylda högttemperaturreaktorer (VHTR)

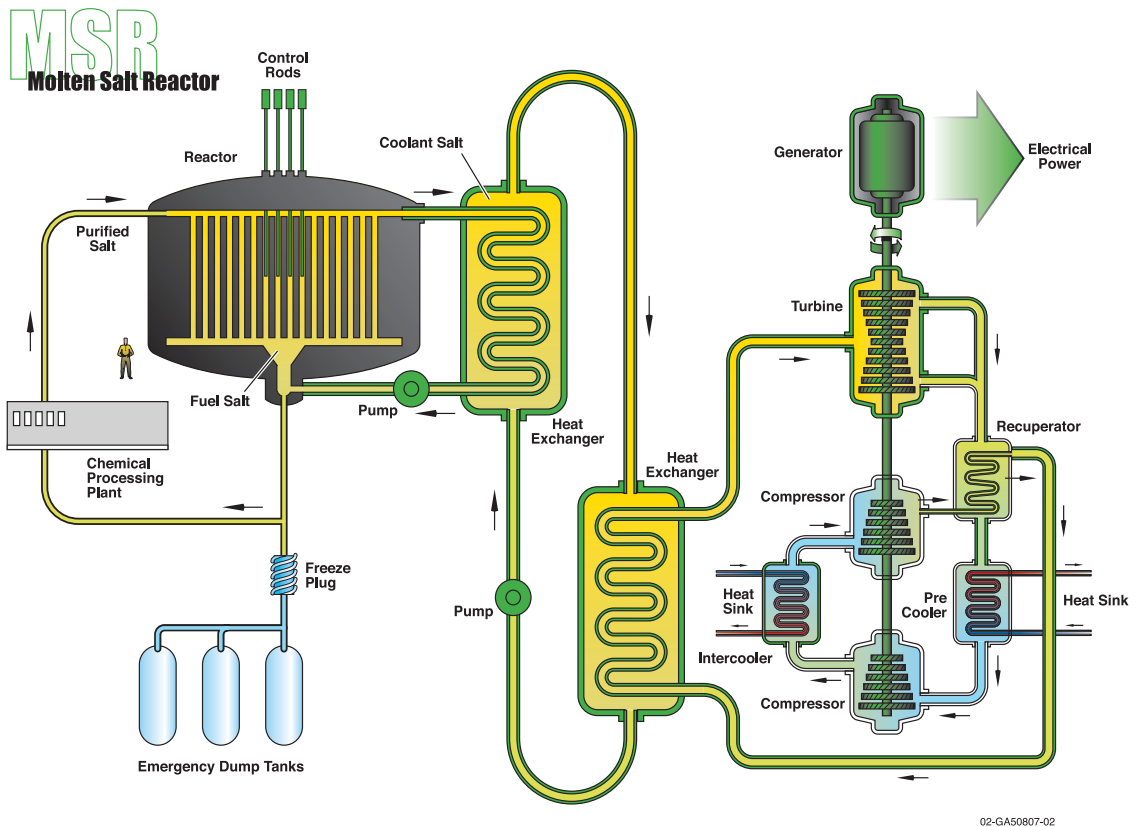
Gaskylda högttemperaturreaktorer, vilka är grafitmodererade termiska reaktorer, är nästa steg i utvecklingen av gaskylda reaktorer. Deras höga utloppstemperatur gör dem intressanta för kemi-, olje- och järnindustrin. De är av speciellt intresse för att framställa vätgas (med S-I-processen) samtidigt som elektricitet produceras. Gaskylda högttemperaturreaktorer arbetar med termiska neutroner och har en potential för hög utbränning (150–200 kWd/kgU). De arbetar normalt med passiv säkerhet.

Två typer av VHTR studeras, dels en med en härd av grafitkulor med uranpartiklar i (pebble-bed reactors) och dels en med prismatiska grafitblock med bränslestavar i. Tekniken är hämtad från tidiga reaktorer som Peach Bottom och Fort St. Vrain i USA och AVR och THTR i Tyskland.

Liksom de gaskylda snabba reaktorerna kan VHTR kopplas till såväl vattenturbiner som gasturbiner. Den höga temperaturen ger potential för mycket god verkningsgrad, ca 50 %.

Med hänsyn till svårigheter att upparbeta det använda bränslet planeras VHTR i första hand drivas så att bränslet inte upparbetas. Frånvaron av vatten (som moderator) gör dock att bränslet kan drivas till högre utbränningar än lättvattenreaktorbränsle, vilket ger en bättre utnyttning av uranråvaran.

Utmaningar är främst kopplade till materialfrågor vid de höga temperaturer som eftersträvas (> 900 °C), samt möjligheten att i ett senare skede upparbeta och återcykla bränslet. Även viss bränsleutveckling kommer att behövas. Till skillnad från de snabba reaktorerna ger VHTR inte möjlighet till bridning av bränsle.



Figur 2-3. Principskiss för en saltmältereaktor (Molten salt reactor) (NERAC 2002).

Superkritiska vattenkylda reaktorer (SCWR)

Superkritiska vattenkylda reaktorer (SCWR) är en utveckling av dagens lättvattenreaktorer. De skiljer sig från dessa genom att de arbetar vid högre temperatur och tryck i det så kallade superkritiska området för vatten, dvs ovanför den termodynamiska kritiska punkten (374 °C, 22,1 MPa). Två typer av SCWR studeras inom GIF, en med trycktank, som i dagens lättvattenreaktorer, och en med tryckrör som i dagens tungvattenreaktorer. Den stora fördelen med SCWR är ekonomisk på grund av högre verkningsgrad, samt potential för förenklingar av olika system. SCWR ger möjlighet till högre utbränning av bränslet, men inte till avancerad återcyklning och bridning av bränsle.

Utmaningarna är till stor del kopplade till material- och kemifrågor, samt till vissa säkerhetsfrågor.

3 Snabba reaktorer – kort historik

Redan 1944 föreslog Enrico Fermi konceptet för snabba reaktorer. Han ansåg att en sådan reaktor, som skulle ha höganrikat bränsle men ingen moderator, skulle kräva kylning med flytande metall. Detta koncept vidareutvecklades och i december 1951 startade EBR-I (Experimental Breeder Reactor) i Idaho och blev den första kärnkraftreaktor som genererade elektricitet (200 kW_e). Året därpå kunde man visa att reaktorn genererade mer bränsle än den konsumerade, det vill säga det var en bredreaktor. Den kylades med flytande natrium och kalium (Na/K).

Ytterligare några bredreaktorer byggdes och togs i drift i USA under 1950/60-talet, Enrico Fermi I (EFFBR) och EBR-2. Dessa skulle också demonstrera att man kunde sluta bränslecykeln genom att upparbeta bränslet, i detta fall av uranmetall, och återcykla plutonium, vilket visades 1969. EBR-I och EFFBR stängdes efter några års drift till följd av skador i anläggningarna, bland annat en härdsmälta. EBR-2 däremot var i drift under ca 30 år och genererade 66 MW_e. Intresset för bredreaktorer levde kvar i USA under 60-talet och en stor forskningsreaktor, Fast Flux Test Facility (FFTF) byggdes och togs i drift 1980. Under tiden hade politiken i USA emellertid ändrats och under president Carter bestämdes att man inte längre skulle satsa på en sluten bränslecykel och snabba reaktorer. Dessa ansågs öka risken för spridning i världen av kärnvapenmaterial. De bedömdes inte heller bli ekonomiskt lönsamma. Icke desto mindre har utvecklingsarbetet fortsatt i USA på avancerade bränslecykler som syftar till att utveckla slutna bränslecykler med minskad spridningsrisk. Under en period i början av 2000-talet ökade också intresset för att utveckla snabba reaktorer i USA och initiativ togs till Generation IV International Forum. USA deltar alltså i detta men med begränsade insatser på teknikutveckling.

Under 1950-talet påbörjades också forskning kring snabba bredreaktorer i Europa och Japan, samt några decennier senare i Indien och Kina. Den första europeiska bredreaktorn, BR-5 som senare blev BR-10 togs i drift i Sovjetunionen 1958. Denna lilla, 8 MW_{th} reaktor användes för material- och bränsletester fram till 2002. Den kompletterades 1980 med en större forskningsreaktor BOR-60, som alltså används. I Sovjetunionen tog man snabbt steget vidare till större kraftproducerande reaktorer. Först byggdes BN-350 i vad som nu är Kazakstan. BN-350 togs i drift 1973 och användes både för elproduktion (200 MW_e) och avsaltning av vatten från Kaspiska havet för bevattning. BN-350 drevs i 20 år och stängdes 1994 efter olika problem, bland annat en omfattande natriumbrand i en av ånggeneratorerna. Branden förklarades bero på dålig kvalitetskontroll av ånggeneratorernas svetsar. BN-600, som producerar 600 MW_e togs i drift 1981 i Beloyarsk i Ryssland och är alltså i drift. En ny större reaktor, BN-800, är under byggnad och ska tas i drift 2013/14. Ryssland har således ett väl utvecklat snabbreaktorprogram. Utvecklingen av den slutna bränslecykeln har dock gått långsammare. Ännu har inte plutonium använts i stor skala i de ryska reaktorerna. BN-800 planeras dock att startas med en större andel av MOX-FR-bränsle med dryga 20 % plutonium.

Frankrikes första snabba forskningsreaktor, Rapsodie, togs i drift 1961 och följdes av de större kraftreaktorerna Phénix (255 MW_e) 1973 och Superphénix (1 242 MW_e) 1985. Båda reaktorerna har haft stora tekniska problem och den totala tillgängligheten har varit låg. Phénix drevs dock för olika tester till och med 2009, medan Superphénix stoppades efter ett beslut på högsta politiska nivå 1996. Under tiden demonstrerade man också den slutna bränslecykeln genom att bränsle från Phénix upparbetades i La Hague. I och med stoppet av Superphénix minskade de franska forskningsinsatserna på snabba reaktorer och sluten bränslecykel men de upphörde aldrig riktigt. Mycket snabbreaktorkunskap, främst kunskaper kring kylning med flytande metall, bevarades genom studier av acceleratordriven transmutation. I början av 2000-talet ökade återigen de franska insatserna på snabba reaktorer. Detta motiverades främst med möjligheterna att förenkla hanteringen och slutförvaringen av det högaktiva avfallet genom transmutation, men alltmer har önskemålet att bättre hushålla med uranråvaran kommit att bli det dominerande motivet. En prototypanläggning baserad på en natriumkyld reaktor planeras för att kunna tas i drift omkring 2025/30. Detta projekt som kallas ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) beskrivs närmare i nästa kapitel. Man bedriver även studier i europeiskt samarbete på en gaskyld snabbreaktor, ALLEGRO.

Även Storbritannien och Tyskland utvecklade och tog i drift snabba reaktorer, DFR (Dounreay Fast Reactor) 1959, PFR (Prototype Fast Reactor) 1974 och KNK-II (Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage) 1977. De var samtliga natriumkylda. PFR, på 250 MW_e, som var i drift i 20 år. I Tyskland byggdes även en större snabbreaktor, SNR-300 (Schneller Natriumgekühlter Reaktor). Reaktorn byggdes klar och genomgick ett stort antal driftsättningstester. Planerad driftstart var 1978/79, men den utdragna test- och licensieringsprocessen gjorde att reaktorn inte var driftklar förrän 1987. Under tiden hade kärnkraftsdiskussionen tagit fart i Tyskland och i mars 1991 beslutade tyska regeringen att projektet skulle avslutas och överges.

Även i Sverige bedrevs forskning på reaktorfysiken för snabba reaktorer och experiment genomfördes i den kritiska uppställningen FR-0 i Studsvik.

Japans första snabba forskningsreaktor JOYO togs i drift 1977 och används alltjämt för material- och bränsleutveckling. En andra större snabbreaktor, Monju (250 MW_e) togs i drift 1994, men har varit avställd större tiden sedan dess på grund av olika skador.

Indien har sedan 1970-talet haft ett målinriktat program för att införa snabba reaktorer som en viktig komponent i sitt elförsörjningssystem. De ingår i den trestegsprocess som dikterades av Homi Bhaba omkring 1960, nämligen att man i ett första steg skulle bygga tungvattenreaktorer som utnyttjade natururan, dvs uran som inte anrikats. Plutoniumet som bildades i dessa reaktorer skulle senare användas i snabba bredreaktorer. I ett tredje steg skulle Indiens omfattande toriumresurser användas för en bränslecykel baserad på torium och U-233 som genererats genom neutronabsorption i fertil torium.

Sammanfattningsvis finner man således att en omfattande utvecklingsverksamhet och optimism för snabba reaktorer fanns under 1950 till 1970-talet. Ett flertal prototypreaktorer byggdes, se tabell 3-1. Alla var baserade på natriumkyllning. Därefter gick utvecklingen till stor del i stå. Enda undantaget var Sovjetunionen. Vad var orsaken till detta? I efterhand kan man se att ett flertal faktorer inverkar:

- Utvecklingen av reaktorer för kraftproduktion koncentrerades till lättvattenreaktorer, och i några fall tungvattenreaktorer, som visade sig vara robusta med god drifttillgänglighet och acceptabel kostnad. Huvuddelen av de kraftreaktorer som byggdes under 1970 och 80-talen var lättvattenreaktorer.
- Uran blev ingen bristvara. Baserat på de projektioner av kärnkraftutbyggnad som gjordes efter oljekrisen 1974 skulle det uppstå en brist på uran. Dessa projektioner visade sig dock kraftigt överdrivna, samtidigt som man fann ytterligare uranfyndigheter och dessutom frigjorde uran från de militära programmen. Uranpriset förblev därför lågt under slutet av 70-talet och hela 80- och 90-talen.
- USA införde en politik som motsatte sig upparbetning och framställning av plutonium som behövdes för snabba reaktorer. Genom bilaterala avtal förhindrade man flera länder att använda uran av amerikanskt ursprung, dvs uran som brutits, anrikats eller använts för bränsletillverkning i USA, för upparbetning och återcyklning. Vissa länder eller regioner, t ex Euratom och Japan fick dock undantag. USA arbetade också internationellt för att motverka upparbetning.
- Utvecklingen av snabba reaktorer var långt ifrån friktionsfri och många av prototypreaktorerna hade stora tekniska och även säkerhetsmässiga problem.

Mot denna bakgrund har utvecklingen av snabba reaktorer gått betydligt långsammare än vad som var förväntat under 1960 och 70-talen. Så sent som 1976 förutspådde franska atomenergikommissionens (CEA) ordförande André Giraud att det skulle finnas 540 kommersiella snabba bredreaktorer i världen år 2000, av vilka 20 skulle finnas i Frankrike. Till 2025 skulle det finnas ca 2 800 snabba reaktorer av snabba storlek som Superphénix (Cochran et al. 2010, p 33). I denna anda tecknade även svensk kraftindustri avtal om upparbetning av svenskt använt bränsle i början och mitten av 1970-talet. De första avtalen tecknades för att återcyklning ansågs komma, medan de senare avtalen från 1976/77 mera kom till för att uppfylla villkorslagens krav, samtidigt som tanken alltjämt var återcyklning. Omkring 1980 ändrades dock inställningen och direktdeponering blev huvudlinjen för det svenska kärnkraftsprogrammet.

Det ökade intresset i början av 2000-talet var kopplat till en ökad optimism kring utbyggnadstakten för kärnkraften, vilket drev på utvecklingen i syfte främst att utnyttja uranråvaran bättre men även att minska problemen kring slutförvaring av högaktivt avfall. Dagsläget beträffande utvecklingen av snabba reaktorer beskrivs i nästa kapitel.

Tabell 3-1. Snabba reaktorer som byggts och drivits i världen fram till 2012 (Referens: IAEA Status of fast reactor research and technology development (IAEA 2012a)). Reactorer som alltså officiellt är i drift har markerats med rött.

Anläggning (land)	Reaktor	Driftperiod	Nominell full effekt (MW _t /MW _e)
Clementine (USA)	First Fast Neutron Experimental Reactor	1946–1952	0,025/–
EBR-I (USA)	Experimental Breeder Reactor I	1951–1963	1,2/0,2
BR-10 (Ryssland)	Bystrij Reactor	1958–2002	8/–
DFR (Storbritannien)	Dounreay Fast Reactor	Nov. 1959–Okt. 1962	60/15
Rapsodie (Frankrike)		Jan. 1961–Apr. 1983	40/–
LAMPRE 1 (USA)	Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment	1961–1963	1/–
EFFBR, Fermi 1 (USA)	Enrico Fermi Fast Breeder Reactor	1963–1972	200/66
EBR-II (USA)	Experimental Breeder Reactor II	1964–1994	62,5/19
SEFOR (USA)	Southwest Experimental Fast Reactor	1969–1972	20/–
Phénix (Frankrike)		1973–2009	563/255
BN-350 (Kazakstan)	Bystris Neytrony	1973–1994	750/200 + vattenavsaltning
PFR (Storbritannien)	Prototype Fast Reactor	1974–1994	650/250
KNK-II (Tyskland)	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage	1977–1991	58/20
Joyo (Japan)		1977–	140/15
FFTF (USA)	Fast Flux test Facility	1980–1992	400/–
BOR-60 (Ryssland)	Bystrij Opytnyj Reactor	1980–	55/12
PEC (Italien)	Prova Elementi di Combustibile	Aldrig i drift	120/–
BN-600 (Ryssland)	Bystris Neytrony	1981–	1 470/600
Superphénix 1 (Frankrike)		1985–1996	2 990/1 242
SNR-300 (Tyskland)	Schneller Natriumgekühlte Reaktor	Färdig 1985, men aldrig idrifttagen	763/327
FBTR (Indien)	Fast Breeder Test Reactor	1985–	40/13
Monju (Japan)		1994–	714/280
CEFR (Kina)	China Experimental Fast Reactor	2012–	65/20
PFBR (Indien)	Prototype Fast Breeder Reactor	Under byggnad. Planerad driftstart 2013 ¹⁾	1 250/500
BN-800 (Ryssland)	Bystris Neytrony	Under byggnad. Planerad driftstart 2013 ¹⁾	2 100/870

1) Nu bedöms 2014 vara mera realistiskt för PFBR och BN-800.

4 Snabba reaktorer och deras bränslecykler – dagsläget och pågående utveckling

4.1 Inledning

Som framgått av föregående kapitel byggdes ett relativt stort antal snabba reaktorer för forskning och utveckling och några få för kraftproduktion under perioden fram till 1990. De flesta av dessa har successivt tagits ur drift av olika skäl, framför allt på grund av tekniska problem men också eftersom forskningsverksamheten minskats. Efter 1990 har endast några få nya projekt satts igång, främst i Ryssland och Indien.

De snabba forskningsreaktorer som alltjämt är i drift är Joyo i Japan, BOR-60 i Ryssland och FBTR i Indien. Bland kraftreaktorerna är endast BN-600 i Ryssland alltjämt i drift. Läget för den japanska reaktorn Monju är mera osäkert eftersom den genomgått betydande reparationer och i stort sett inte varit i drift sedan driftstarten 1994. För närvarande (juni 2013) är den alltjämt ur drift och framtiden är osäker efter översynen av Japans kärnkraftpolitik som följde på olyckan i Fukushima 2011.

Två större snabba reaktorer är under byggnad, BN-800 i Ryssland och PFBR i Indien. För båda planeras driftstart under 2014.

Utvecklingsarbete på nya snabba reaktorer pågår i Frankrike, Ryssland, Indien, Japan, Korea och Kina samt i europeiskt samarbete med sikte på en reaktor i östra Europa. Utöver de nationella forskningsprogrammen sker också ett omfattande samarbete inom Generation IV International Forum (GIF).

Huvuddelen av de reaktorer som studeras och planeras är av typen natriumkylda snabba reaktorer, men arbete pågår också på blykylda och gaskylda snabba reaktorer.

För att effektivt kunna utnyttja uranråvaran i snabba reaktorer krävs också att bränslecykeln för dessa utvecklas. Det gäller dels upparbetning av använt snabbreaktorbränsle, dels utveckling och tillverkning av olika bränsletyper för snabba reaktorer. Kraven på denna utveckling ökar ytterligare om man även avser att använda de snabba reaktorerna för transmutation av övriga aktinider och långlivade fissionsprodukter. Under de gångna decennierna har mycket arbete skett inom detta område, men huvudsakligen i liten skala eller laboratorieskala. Omfattande arbete återstår innan upparbetning och bränsletillverkning kan ske i kommersiell skala. Detta utvecklingsarbete pågår parallellt med utvecklingen av snabba reaktorer.

I detta avsnitt beskrivs utvecklingsläget och planerna i de viktigaste länderna. Huvuddelen av denna beskrivning är hämtad från en IAEA rapport som nyligen publicerats (IAEA 2012a).

4.2 Ryssland

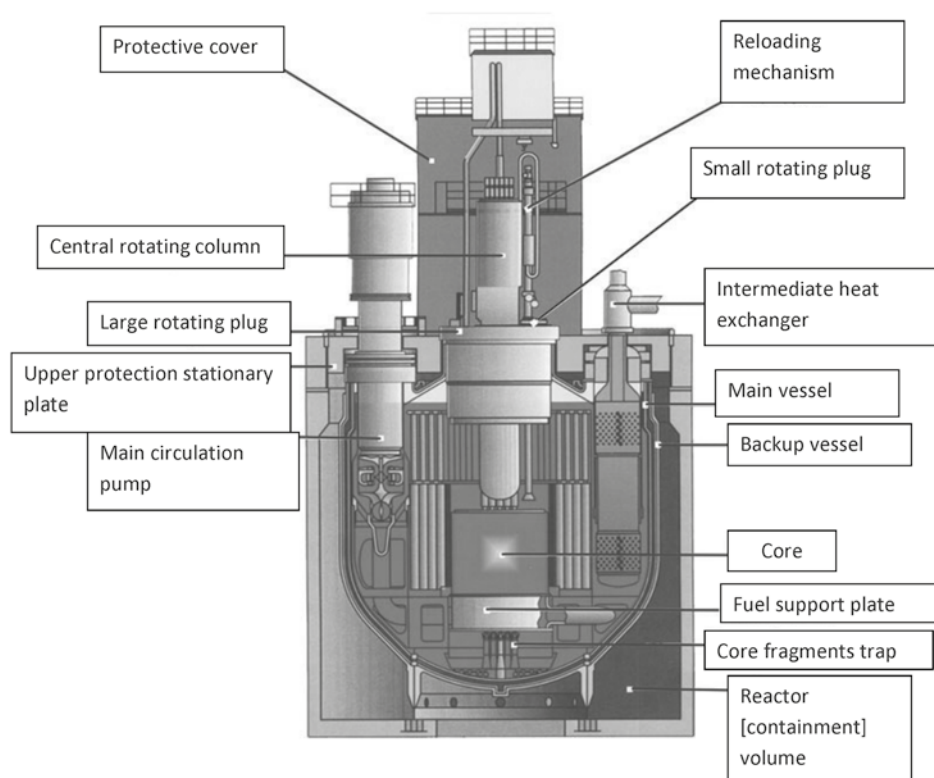
Ryssland och före dess Sovjetunionen har sedan 1960-talet haft ett konsekvent program för utveckling av snabba reaktorer och en sluten bränslecykel. Det är också det land som hittills har varit framgångsrikast på reaktorsidan. Idag finns två natriumkylda snabba reaktorer i drift, dels forskningsreaktorn BOR-60 i Dimitrovgrad, dels kraftreaktorn BN-600 i Beloyarsk. Båda dessa reaktorer har tjänat sitt syfte väl och har haft en god drifttillgänglighet. BN-600 tillhör de bästa reaktorerna i Ryssland vad gäller tillgänglighet. Under perioden 1983 till 2007 hade den en tillgänglighet (load factor) på 74,2 %. Den planerades ursprungligen att vara i drift till 2010, men drifttiden har nyligen förlängts till 2020. Under åren har man haft smärre problem med natriumläckor i ånggeneratorerna. Några av dem har lett till bränder. Eftersom reaktorn konstruerats så att man kan stänga av en ånggenerator för reparation utan att stänga av reaktorn kunde reparationer ske under drift. Man hade tidigare haft problem med en omfattande natriumbrand i en ånggenerator i BN-350, vilket föranledde ett omfattande förbättringsprogram för tillverkningen och kvalitetskontrollen av de nya ånggeneratorerna.

Utvecklingen av kärnbränslecykeln i Ryssland har inte kommit lika långt. Hittills har man inte använt återcyklat plutonium i en omfattande skala i BN-600. Endast testelement har provats. BN-600 och övriga snabba reaktorer har i stället drivits med höganrikat uranbränsle med 20–25 % uran-235. Man

är heller inte färdig med utvecklingen av tillverkningstekniken för snabbreaktorbränslet. I Ryssland har man valt en annorlunda tillverkningsteknik än i väst. Den kallas vibropack och innebär att pulver av uran- och plutoniumoxid blandas direkt i bränslestavarna och önskad täthet erhålls genom vibrering av stavarna. Nyligen tycks man ha övergivit denna tillverkningsmetod till förmån för den klassiska med sintrade kutsar. Omfattande arbete återstår också på att utveckla ett lämpligt material för bränslekapslingen och de distanshållare som finns runt bränslestavarna. Olika typer av stål testas. Detta har begränsat den uppnådda maximala utbränningen till ca 150 MWd/kgU, mot önskade 250 MWd/kgU (IAEA 2012b).

Ryssland upparbetar en del av bränslet från dagens lättvattenreaktorer i en liten upparbetningsanläggning i Mayak. En större upparbetningsanläggning planeras i Zheleznogorsk nära Krasnoyarsk med planerad driftstart under perioden 2025–2030. Beslut om att bygga denna är dock beroende av utvecklingstakten för nya snabba reaktorer. Idag har Ryssland inte behov av plutonium från lättvattenreaktorer för att starta nya snabba reaktorer. Det planeras i stället ske med plutonium från kärnvapenprogrammet. Man har tillsammans med USA kommit överens om att vardera landet ska omvandla 34 ton vapenplutonium till reaktorbränsle. I USA ska detta ske genom tillverkning av MOX-bränsle för lättvattenreaktorer, medan Ryssland ska använda det som MOX-FR-bränsle i snabba reaktorer.

En större snabb natriumkyld reaktor, BN-800 med 870 MW_e, är under byggnad i Beloyarsk med planerad driftstart under 2014. Den är liksom de tidigare ryska reaktorerna natriumkyld och av bassängtyp (pool type). En skiss av BN-800 visas i figur 4-1. BN-800 betraktas som en pilotanläggning som ska visa att tekniken för en sluten bränslecykel med snabba reaktorer bemästras. Ytterligare större natriumkylda reaktorer finns på ritbordet och man har beslutat att bygga en BN-1200.



Figur 4-1. Principskiss av BN-800 som är under byggnad i Beloyarsk, Ryssland. Källa: Institute of Physics and Power Engineering (Cochran et al. 2010).

Det ryska snabbreaktorprogrammet har flera mål:

- Utveckla uran-plutoniumcykeln.
- Producera uran-233 genom neutroninfångning i en torium mantel. Uran-233 kan sedan användas som bränsle i termiska reaktorer.
- Klyva andra tunga ämnen som neptunium, americium och curium för att minska farligheten i det högaktiva avfallet, och därigenom också minska volymen av högaktivt avfall och den totala värmeutvecklingen.

Nyligen har Rosatom, det ryska kärnkraftföretaget, besluta att även bygga två prototyper av blykylda reaktorer, en reaktor, SVBR-100, på 100 MW_e i Dimitrovgrad med planerad driftstart 2017 och en reaktor, BREST-300, på 300 MW_e i Tomsk. Båda är baserade på den teknik som använts i några atomubåtar. Kylmedlet i de nya reaktorerna ska vara en blandning av bly och vismut.

Ytterligare utvecklingsprogram studerar en natriumkyld reaktor med en gasturbin i stället för en ångturbin. Härigenom minskas risken för kontakt mellan natrium och vatten.

Kostnaden för en snabbreaktor i Ryssland har uppskattats vara 40 % högre räknat per kW än motsvarande lättvattenreaktor (Kostin 2007).

Ryssland planerar en omfattande utbyggnad av kärnkraften, så att andelen kärnkraft i elproduktionen kommer att vara 25–30 % omkring 2050, mot 17 % idag. Utbyggnaden kommer i huvudsak baseras på lättvattenreaktorer, men successivt planerar man att föra in snabba reaktorer och en sluten bränslecykel. Detta kommer i första hand baseras på snabba natriumkylda reaktorer av BN-800 typ eller större. I nästa steg planeras en större demonstrationsreaktor till början av 2020-talet som även ska visa ekonomin för snabba reaktorer. En mindre serie kommersiella reaktorer planeras sedan till början av 2030-talet åtföljd av en storskalig introduktion av snabba reaktorer kring 2040–2050. Ryssland fortsätter således sin målmedvetna planering att införa snabba reaktorer i stor skala fram till mitten av detta sekel.

4.3 Frankrike

Som framgått ovan var Frankrike tidigt ute med utvecklingen av snabba reaktorer och var pionjärer på att bygga en stor natriumkyld snabbreaktor, Superphénix. Programmet minskades dock kraftigt när beslutet togs om att lägga ned Superphénix 1996. Även om vissa försök fortsatte i Phénix främst vad gäller transmutation av långlivade aktinider försvann under några år nästan all forskning på snabba reaktorer. Idag finns ingen snabb reaktor i drift i Frankrike.

Kunskapen bibehölls dock till viss del genom att Frankrike aktivt deltog i studier av acceleratordriven transmutation, som innehåller en underkritisk snabb reaktor med flytande metallkylning. Det var således relativt enkelt att återuppta forskningen kring snabba reaktorer i mitten av 2000-talet. Detta motiverades bland annat med att snabba reaktorer var effektivare och enklare än acceleratordrivna system för transmutation. Ett annat motiv var det ökade intresset för kärnkraft i Europa (efter att Ryssland i januari 2005 strypt gastillförseln till delar av Europa) och i världen till följd av förväntningar på kraftigt ökad energianvändning och uppmärksammandet av problemen med ökande koldioxidutsläpp.

Franska parlamentet beslutade 2005/2006 att öka forskningen på snabba reaktorer. Målsättningen var att man till 2012 skulle utvärdera de industriella förutsättningarna för en snabbreaktor inklusive att välja lämplig reaktortyp, samt att en prototyp av denna reaktor byggs så att den kan tas i drift under 2020. Målsättningen är vidare att introducera snabba reaktorer i industriell skala omkring 2040–2050. Franska atomenergikommissariatet (CEA) fick ansvar för detta arbete och ett omfattande forsknings och utvecklingsprogram startades. En avrapportering av detta program har gjorts i slutet av 2012 (CEA 2012a). Arbetet utförs i nära samarbete med Electricité de France (EdF), som ska driva reaktorn, och reaktorkonstruktören Areva.

Arbetet har koncentrerats på en utveckling av en natriumkyld snabb reaktor, som går under arbetsnamnet ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration). Forskningsprogrammet omfattar fyra innovativa domäner:

- Utveckling av en effektiv och säker härd, som tar hänsyn till specifika egenskaper hos snabba neutroner och flytande natrium, och som också har kapacitet att transmuttera övriga aktinider.
- Robusthet mot svåra olyckor och externa risker.
- Optimerat energiomvandlingssystem som minskar riskerna med natrium.
- Förbättrad design av reaktor och reaktorkomponenter i syfte att förbättra förutsättningarna för god drift och ekonomisk konkurrenskraft.

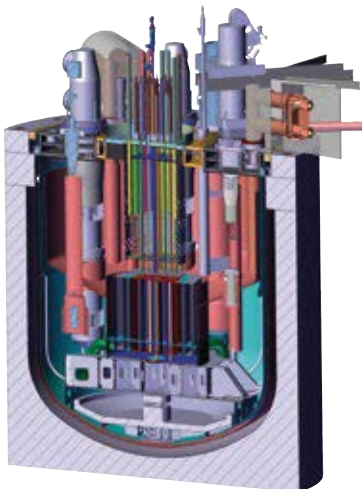
Ett flertal områden som studerats gäller:

- Utformning av en reaktor både för en bassängtyp och för en reaktor med yttre kylkrets.
- Avancerade energiomvandlingssystem, t ex turbiner som drivs med överkritisk koldioxid eller helium.
- Bränslehanteringen.
- Reaktoreffektens påverkan på säkerhet och kostnader.
- Härd och bränsleutformning.
- Säkerhet och svåra olyckor.
- Status för oxide dispersion steel (ODS) som bränslekapslingsmaterial
- Inspektioner och reparationer under drift.

Sammantaget har detta arbete lett till ett förslag till en prototypreaktor på 600 MW_e (1 500 MW_{th}). Som framgår av figur 4-2 är ASTRID en reaktor av bassängtyp, dvs reaktorhärden och värmeväxlarna till mellankylkretsen ligger i samma reaktorkärl. Mellankylkretsen innehåller liksom den primära kylkretsen natrium.

ASTRID är en reaktor av tillräcklig storlek för att vara representativ för att demonstrera drift, tillgänglighet och säkerhet vid olika driftfall, och även demonstrera nästa steg mot industrialisering. Den har utformats med syfte att kunna göra tester av nya typer av bränslen och bränslekapsling samt transmutationsexperiment, det senare för enskilda bränslepinnar. Säkerhetsnivån för ASTRID ska åtminstone vara lika hög som för de reaktorer av generation 3 som tas i drift vid samma tidpunkt. Den ska ha högre säkerhet än de snabba reaktorer som tidigare byggts. Tillgängligheten ska vara högre än 80 %, i syfte att visa att 90 % tillgänglighet kan uppnås för kommande serietillverkade kraftreaktorer.

ASTRID utformas för att vara självgenererande vad gäller plutonium, dvs den ska producera lika mycket plutonium som den konsumerar, och den ska kunna demonstrera att självgenererat plutonium kan återcyklas flera gånger. Första återcykling bedöms ske 2030/35. I ett senare skede ska ASTRID kunna drivas som en bredreaktor, dvs producera mera plutonium än den konsumerar.



Figur 4-2. Principskiss av ASTRID (CEA 2012b).

Härden i ASTRID kommer att innehålla ca 30 ton MOX-FR-bränsle, med 15–30 % plutonium. Totalt kommer starthärden att innehålla ca 5 ton plutonium. Varje år byts ca 1/5 av härden och upparbetas, dvs ca 6 ton HM/år. Det mesta uranet och plutoniet återcyklas och mindre än 1 ton utarmat uran behöver tillsättas per år när bränslecykeln uppnått jämvikt.

För att höja säkerheten har en ny reaktorhård konstruerats som ska ha en säkert negativ voidkoefficient, dvs reaktorn ska stänga av sig själv vid bortfall av kylmedlet. I tidigare reaktorer har man observerat svängningar till följd av gasbubblor i natriet, vilket tillskrivits en positiv voidkoefficient.

Ytterligare utvecklingsarbete pågår inför tillståndsansökan som planeras till 2019. Bland annat studeras möjligheten att använda en gasturbin i stället för en konventionell ångturbin. Detta minskar risken för kontakt mellan natrium och vatten och därmed risken för natriumbränder.

Programmet innefattar utöver själva reaktorn en anläggning för att tillverka det MOX-FR-bränsle som behövs för ASTRID. Denna kommer att ha kapacitet att tillverka 5–10 ton bränsle per år och beräknas tas i drift omkring 2025/30.

Som ett alternativ till en natriumkyld snabbreaktor har CEA också studerat en gaskyld snabbreaktor. Den har vissa fördelar jämfört med den natriumkylda reaktorn, men också några bestämda svårigheter främst kopplade till kylning av resteffekt vid kylmedelsbortfall. Arbetet med en gaskyld snabbreaktor görs i samarbete med ett flertal andra forskningsinstitutioner i Europa inom Euratoms ramprogram för forskning och utveckling. Reaktorn benämns ALLEGRO och några länder i Mellan-europa, Tjeckien, Slovakien och Ungern, studerar för närvarande möjligheterna att bygga en liten forskningsreaktor (70 MW_{th}).

Utvecklingen av snabba reaktorer i Frankrike ingår som nämnts i en långsiktig plan att införa snabba reaktorer kommersiellt i tidsperspektivet 2040–2050. Detta innefattar också att bygga upp bränslecykelkapaciteten i samma tidsperspektiv, dvs en upparbetningsanläggning som kan upparbeta snabbreaktorbränsle och separera aktinider så att även dessa kan återcyklas och transmutteras, samt en anläggning för bränsletillverkning. Plutonium som behövs för att starta ASTRID och senare reaktorer kommer i första hand att hämtas från upparbetning av normalt använt lättvattenreaktorbränsle och använt MOX-bränsle. Avsikten är att bygga de snabba reaktorerna så att de antingen kan generera mer plutonium än de använder, dvs vara bridreaktorer, eller konsumera mera plutonium än de producerar, dvs vara förbränningsreaktorer (burners) beroende på tillgången av plutonium. I ett längre tidsperspektiv är avsikten att driva dem som bridreaktorer.

4.4 Indien

Indien har sedan tidigt en långsiktig plan för utveckling av kärnkraft i landet. Den bygger på tre steg, som utformats med hänsyn till naturressituationen i Indien (små urantillgångar, stora toriumtillgångar):

1. Tungvattenreaktorer med natururan.
2. Snabba bridreaktorer som utnyttjar plutoniet från steg 1.
3. Användning av torium i termiska eller snabba reaktorer.

Steg 1 har redan genomförts med drygt 15 PHWR (tungvattenkylda tryckvattenreaktorer) i drift och med bränsle som upparbetas för att utvinna plutonium för steg 2.

Inför steg 2 togs 1985 en forskningsreaktor i drift vid Indira Gandhi Research Centre i Kalpakkam. Denna Fast Breeder Test Reactor (FBTR) har drivits med god drifttillgänglighet och har använts för att testa framtida bränsle och hårdmaterial. Den drivs med karbidbränsle med en hög halt av plutonium. 2003 påbörjades bygget av en större natriumkyld snabbreaktor i Kalpakkam. Den benämns Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) och är på 500 MWe och baseras på erfarenheterna från FBTR och från andra länder. Alla reaktorkomponenter är av helt inhemsk tillverkning. Ursprungligen planerades driftstart 2010 men förseningar har uppstått, bland annat till följd av tsunamin 2004, och driftstart är för närvarande planerad till 2014. Reaktorn är av bassängtyp och kommer ha en hård av MOX-FR-bränsle (Se figur 4-3). I anslutning till reaktorn byggs också en mindre upparbetningsanläggning och en bränslefabrik (Vasudeva Rao et al. 2013).



Figur 4-3. Vy över reaktorhallen i den indiska snabbreaktorn PFBR (Vasudeva Rao et al. 2013).

Ytterligare fem snabba reaktorer planeras med driftsstart i mitten av 2020-talet. Dessa avses också bli på 500 MW_e och baseras på utformningen av PFBR med successiva förbättringar för att ge bättre ekonomi, t ex högre bränsleutbränning och reningssystem för natrium i bassängen. De kommer också att ha MOX-FR-bränsle. Därefter planeras några större reaktorer som ska utnyttja metalliskt bränsle och torr upparbetning (pyrochemistry), vilket ger möjlighet till bättre bränslekapacitet.

Parallellt med utvecklingen av snabba reaktorer sker också utvecklingsarbete för steg 3 i Indiens strategi att använda toriumbränsle och uran-233. Sålunda har en forskningsreaktor, KAMINI, byggts i Kalpakkam och myndighetsgranskning pågår av en Advanced Heavy Water Reactor (AHWR), som ska få ca 2/3 av sin energi från toriumbränsle.

4.5 Japan

Japan har sedan länge haft ett program för att utveckla snabba reaktorer och därigenom göra landet mindre beroende av importerad energi. Plutonium från upparbetning av lättvattenbränsle har därvid setts som en inhemsk energikälla. Målsättningen har varit att snabba reaktorer ska vara kommersiellt tillgängliga omkring 2050. 1977 tog man i drift en första snabb forskningsreaktor, Joyo (140 MW_{th}), och 1994 en prototyp, Monju (150 MW_e). Båda dessa reaktorer, som är natriumkylda, har haft avsevärda problem. Monju stoppades redan 1995 efter en mindre natriumbrand. Efter omfattande reparations- och ombyggnadsarbeten togs den åter i drift i maj 2010, men fick stoppa igen i augusti samma år efter ett hanteringsmissöde. Framtiden för Monju är för närvarande osäker med hänsyn till pågående diskussioner om Japans framtida kärnkraftpolicy. Även Joyo har tagits ur drift 2007 till följd av ett problem i ett mekaniskt system.

Japan är en aktiv medlem i GIF och under 2000-talet har en studie av en kommersiell snabb reaktor genomförts gemensamt av Japan Atomic Energy Agency (JAEA) och Japan Atomic Power Company (JAPC). Målsättningen var att utveckla en snabb reaktor som är säker och ekonomiskt konkurrens-

kraftig och som minskar miljöbördan, förbättrar utnyttjningen av uranråvaran och minskar risken för spridning av kärnvapenmaterial. Baserat på dessa studier valdes som huvudinriktning utveckling av en demonstrationsreaktor med natriumkyllning och yttre kylkrets (looptyp). Som bränsle föreslås MOX-FR-bränsle med en förenklad kutstillverkning. Bränslet ska upparbetas i en utvecklad våt upparbetningsprocess baserad på PUREX-processen. Enligt de planer som presenterades av utbildningsministeriet (MEXT) och atomenergikommissionen (AEC) år 2006 skulle en konceptuell design redovisas 2015 och demonstrationsreaktorn starta omkring 2025. En första kommersiell reaktor skulle därefter tas i drift omkring 2045. Som nämnts ovan är dock framtiden nu osäker med hänsyn till pågående diskussioner om Japans framtida kärnkraftpolicy.

4.6 USA

En stor del av den tidiga utvecklingen av snabba reaktorer skedde i USA och EBR-II var i drift i 30 år fram till 1994. Från mitten av 1980-talet har dock inriktningen ändrats i och med att USA införde en politik som motsätter sig upparbetning och användning av snabba reaktorer i världen. Visst utvecklingsarbete fortsatte dock på olika upparbetningsprocesser och bränslecykler i syfte att minska risken för spridning av kärnvapenmaterial. Detta sker inom programmet för Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI).

I början av 2000-talet ökade intresset för snabba reaktorer ånyo i USA och USA tog initiativ till GIF. Intresset var till stor del kopplat till möjligheterna att använda snabba reaktorer till att ”bränna” plutonium och andra aktinider, inte till att förbättra hushållningen med uranresursen. Under den nuvarande administrationen under president Obama tycks intresset för snabba reaktorer och slutna bränslecykler återigen ha minskat. Visst arbete pågår dock på de nationella laboratorierna och universitetet med finansiering från energidepartementet (US DOE). Denna forskning är inriktad på att ha ny reaktorteknologi tillgänglig omkring 2050.

4.7 Sydkorea

Sydkorea har ett omfattande kärnkraftprogram med fler än 20 lättvatten- och tungvattenreaktorer i drift. I ett långsiktigt program planerar man att införa snabba reaktorer och sedan början av 1990-talet har utvecklingsarbete pågått på natriumkylda snabba reaktorer. En design har tagits fram för en liten reaktor, KALIMER-600, vilken skulle kunna vara i drift i slutet av 2020-talet. KALIMER-600 är en 600 MW_e reaktor av pooltyp. Utvecklingsarbete pågår också på en större natriumkyld snabb reaktor med förbättrad säkerhet och ekonomi, t ex metallbränsle, passivt system för att kyla bort restvärme och en gasturbin baserad på en Brayton-cykel med CO₂ i superkritiskt tillstånd.

För upparbetning av snabbreaktorbränslet studeras torr upparbetning (pyrochemistry), vilket anses vara bättre ur icke-spridningssynpunkt. För närvarande tillåter emellertid inte det bilaterala avtalet med USA att Sydkorea upparbetar sitt befintliga bränsle vilket ger stora svårigheter för utvecklingsprogrammen för torr upparbetning och senare byggande av snabba reaktorer. Sålunda har Sydkorea byggt en avancerad pilotanläggning för torr upparbetning, men inte fått tillstånd från USA att föra in riktigt bränsle i den för tester. Diskussioner pågår om ett nytt avtal, men mycket tyder på att USA kommer att behålla sin restriktiva hållning i denna fråga, som också är kopplad till förhandlingarna med Nordkorea och att koreanska halvön ska vara en kärnvapenfri zon.

4.8 Kina

Kinas kärnenergiprogram är på stark framväxt och tills vidare främst baserat på lättvattenreaktorer, såväl inhemska som importerade. Det använda kärnbränslet ska upparbetas och plutonium och uran återcyklas, först som MOX i lättvattenreaktorer och i ett senare skede i snabba reaktorer (MOX-FR). En liten upparbetningsanläggning är i drift sedan 2010. I anslutning till den tillverkas även MOX-bränsle.

Utveckling av snabba reaktorer pågår parallellt (Xu Mi 2012). Sedan 2011 har Kina en snabb forskningsreaktor i drift, Chinese Experimental Fast Reactor (CEFR). CEFR är baserad på rysk teknologi och liknar BOR-60. I nästa steg planeras en 1 000 MW_e Chinese Demonstration Fast Reactor (CDFR) av inhemsk konstruktion med driftstart 2022, och en Chinese Demonstration Fast Breeder Reactor (CDFBBR) med driftstart 2028. Parallellt förhandlas med Ryssland om att köpa två snabba reaktorer av BN-800-typ.

4.9 Europeiskt samarbete – SNETP

För att stärka samarbetet inom kärnteknikforskning på Europeisk nivå och bättre samordna forsknings- och utvecklingsinsatser i EU:s medlemsländer bildades 2007 en samarbetsplattform, The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP). Ett stort antal företag, forskningsinstitutioner och myndigheter i Europa deltar i detta samarbete. I SNETP:s visionsrapport (EC 2007) poängteras den viktiga roll som kärnkraft spelar i Europas energimix och behovet av framtida forskning, utveckling och demonstration identifierades. Målsättningen är:

- bibehålla säkerheten och konkurrenskraften för dagens reaktorteknologi,
- utveckla en ny generation av reaktorer som är mera uthålliga (sustainable) – så kallade generation IV snabba reaktorer med en sluten bränslecykel,
- utveckla nya användningsområden för kärnkraft såsom produktion av vätgas i industriell skala, avsaltning av havsvatten eller andra industriella användningsområden för processvärme.

Baserat på visionsrapporten har en strategisk plan (SNETP 2013) och en genomförandeplan (SNETP 2010) tagits fram för samarbetet. I genomförandeplanen identifieras forskningssamarbete såväl vad gäller säkerhet och förlängd livslängd för dagens reaktorer av andra och tredje generationen, som för snabba reaktorer av fjärde generationen. Programmet innehåller dels rent forskningssamarbete, dels samarbete för att bygga och driva nya demonstrationsreaktorer. För det senare, som till stor del är beroende av industrins engagemang, har en separat organisation satts upp, European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII). Fyra olika demonstrationsprojekt föreslås:

1. SFR – Natriumkyld snabb reaktor – baserad på ASTRID (se ovan).
2. LFR – Blykyld snabb reaktor – baserad på den belgiska forskningsanläggningen MYRRHA, som är ett förslag på en acceleratordriven underkritisk reaktor för bland annat transmutation, samt senare på en design av en kritisk reaktor.
3. GFR – Gaskyld snabb reaktor – baserad på ALLEGRO-förslaget (se ovan).
4. Infrastruktur för forskning, t ex bestrålningsanläggningar, anläggningar för reaktor fysikstudier och anläggningar för säkerhetsstudier, samt infrastruktur för bränslecykeln (upparbetning och bränsletillverkning).

Avsikten med SNETP och ESNII är att kunna utnyttja kunskaper och kapacitet i alla länder i Europa, trots att huvuddelen av utvecklingen kommer att ske i några få länder.

4.10 Generation IV International forum

I början av 2000-talet tog USAs energidepartement initiativ till ett internationellt samarbete kring forskning och utveckling av fjärde generationens reaktorsystem och Generation IV International Forum (GIF) bildades (GIF 2009). Syftet var att så långt möjligt skapa samarbetsformer på forskningsområdet mellan de länder som är mest aktiva inom området. För närvarande (2013) deltar 13 länder och Euratom i GIF. Dessa är Argentina, Brasilien, Frankrike, Japan, Kanada, Kina, Ryssland, Schweiz, Storbritannien, Sydafrika, Sydkorea och USA. Genom Euratom har alla EU:s medlemsländer tillgång till samarbetet inom GIF.

Efter en period med genomgång av olika möjliga reaktorkoncept har arbetet koncentrerats på sex olika koncept, som bedöms bäst uppfylla kraven på effektiva reaktorsystem i framtiden. Dessa är natriumkylda snabba reaktorer, blykylda snabba reaktorer, gaskylda snabba reaktorer, saltsmälte-reaktorer, gaskylda högttemperaturreaktorer, samt superkritiska vattenreaktorer. Urvalsprocessen och de olika reaktortyperna har närmare beskrivits i kapitel 2. För varje reaktorkoncept har en grupp intresserade länder bildats vilka tecknat ett systemavtal. Det mer detaljerade samarbetet sker sedan på projektnivå. Exempel på samarbetsprojekt inom varje grupp är säkerhet och drift, avancerat bränsle, återcyklning av aktinider, termohydraulik, beräkningsmetoder, samt komponentutveckling. Andra projekt sträcker sig över alla reaktorkoncept. Det gäller till exempel kostnader och ekonomi, samt icke-spridningsfrågor.

Arbetet inom GIF fortskrider som planerat men är naturligtvis beroende av främst utvecklingen i de mest avancerade länderna. Även om samarbetet regleras genom bindande avtal begränsas samarbetsmöjligheterna när man närmar sig kommersiellt användbara studier och tester. De immaterialrättsliga frågeställningarna har därför tagit mycket tid och kraft i GIF-samarbetet.

4.11 International project on innovative nuclear reactors and fuel cycles (INPRO)

INPRO är ett projekt som drivs i IAEA:s regi på ryskt initiativ. INPRO skiljer sig från GIF främst vad det gäller detaljnivån på arbetet. GIF sysslar främst med direkt forskningssamarbete medan INPRO mera genomför strategiska studier. INPRO kan därför engagera flera länder och har idag (2013) 39 medlemsländer. Syftet är att understödja innovationer och en uthållig användning av kärnkraft. Arbetet bedrivs genom internationella studier och separata samarbetsprojekt mellan några medlemmar. En viktig startpunkt för INPRO var att utveckla en metodik för att bedöma om ett reaktorsystem kommer att bidra till att möta ett lands energibehov på ett uthålligt sätt. Man bedömer därvid sju olika kriterier, ekonomi, infrastruktur, avfallshantering, icke-spridning, fysisk skydd, omgivningspåverkan, samt säkerhet för reaktorerna och deras bränslecykler. Många av de tidigare studierna syftade till att belysa vikten av att införa slutna bränslecykler och behovet av att betrakta dessa regionalt och inte enbart på nationell nivå. Senare har arbetet alltmer inriktats på att ge assistans till länder som inte har kärnkraft men som överväger att införa det.

4.12 Sammanfattning av status och utvecklingsläge

Sammanfattningsvis kan man konstatera att omfattande arbete pågår i världen för att utveckla snabba reaktorer och deras bränslecykler så att de ska kunna bli kommersiellt konkurrenskraftiga. Arbetet är i huvudsak koncentrerat till Ryssland, Frankrike, Indien och Japan⁷, samt i viss mån Korea och Kina, och gäller till överväldigande delen natriumkylda snabba reaktorer. Endast en större snabb reaktor är i drift idag, BN-600 i Ryssland, men den har ännu inte använt plutonium/uranbränsle (MOX-FR) utöver några testelement. Två andra reaktorer ska starta under 2014, BN-800 i Ryssland och PFBR i Indien. Båda dessa kommer att ha MOX-FR-bränsle. Under 2020-talet planeras ytterligare några prototyp- eller demonstrationsreaktorer tas i drift och mot senare hälften av detta årtionde planerar man demonstrera återcyklning av självgenererat plutonium.

Olika länder är olika optimistiska om hur snabbt man kan ta stegen från prototyp- och demonstrationsreaktorer till att snabba reaktorer kan konkurrera kommersiellt med dagens lättvattenreaktorer och därmed ge ett påtagligt bidrag till hushållningen med uranråvaran. I Ryssland och Frankrike är bedömningen att det ska kunna ske med tidsperspektivet 2040–2050, medan bedömningen i Japan är efter 2050. Bedömningarna i Indien och Kina är mera optimistiska men bör användas med försiktighet. Erfarenheterna från tidigare utvecklingsarbete visar ofta på avsevärda förseningar.

⁷ Fram till Fukushima-olyckan. Situationen för utveckling av snabba reaktorer i Japan är för närvarande oklar.

5 Upparbetning och transmutation

En sluten bränslecykel med återcyklning av uran och plutonium i snabba reaktorer (eller som MOX-bränsle i lättvattenreaktorer) kräver att det använda bränslet från lättvattenreaktorerna och sedan från snabba reaktorer upparbetas. I detta avsnitt beskrivs status för upparbetning i världen och planerad utveckling.

Användning av snabba reaktorer ger också möjligheter att förbränna övriga långlivade aktinider i det använda bränslet, genom så kallad transmutation. Detta kräver att mera avancerade upparbetningsmetoder införs samt att speciella bränslepinnar kan tillverkas. Detta berörs endast kortfattat här. En mera omfattande redogörelse ges i Blomgren et al. (2010).

Upparbetningsprocessen

Tekniken för upparbetning utarbetades i samband med olika kärnvapenprogram för att utvinna vapenplutonium ur bränsle från så kallade produktionsreaktorer. Ganska tidigt utvecklades PUREX-metoden som har följande huvudkomponenter:

- Mekanisk sönderdelning av bränslet följt av kemisk upplösning i stark salpetersyra.
- Separation av fissionsprodukterna och några aktinider från uran och plutonium genom vätske/vätskeextraktion, varvid man utnyttjar olikheter i lösligheten för olika ämnen i syra respektive en organisk vätska. Normalt används tributylfosfat (TBP) som organisk fas.
- Separation av plutonium från uran genom upprepad vätske/vätskeextraktion.

Produkterna från upparbetningsprocessen är således:

- Plutonium.
- Uran.
- Fissionsprodukter och övriga aktinider (americium, curium...).
- Bränslekapsling och strukturmaterial.

De två senare utgör tillsammans med avfall från processsystemen avfallet från upparbetning. Fissionsprodukterna och övriga aktinider förglasas och det högaktiva förglasade avfallet innesluts i en stålbehållare. Bränslekapsling och strukturmaterial kompakteras och packas i liknande stålbehållare. Övrigt avfall gjuts in i cement.

I den klassiska PUREX-processen framställdes plutonium och uran så rent som möjligt, medan på senare tid har processen i vissa fall, t ex i Japan, modifierats så att man får en blandning av uran och plutonium (ungefär 50/50) i syfte att minska risken för spridning av kärnvapenmaterial.

PUREX-processen kan i princip också användas för upparbetning av bränsle från snabba reaktorer, men kräver att speciell hänsyn tas till den högre strålningsnivån, de högre plutoniumkoncentrationerna samt till de större mängderna olösliga produkter i bränslet. Upparbetning av snabbreaktorbränsle har testats i mindre omfattning i La Hague.

En alternativ metod för upparbetning som använts i ett tidigt skede i USA och som för närvarande utvecklas främst i Sydkorea bygger på processer som inte använder vatten, så kallad torr upparbetning (pyroprocessing). Den process som utvecklas i Sydkorea har följande huvudkomponenter (IAEA 2011a):

- Mekanisk sönderdelning av bränslet.
- Oxidering för att pulvrисera bränslet och ta bort kapslingen.
- Elektrokemisk separation i en saltsmälta (litium/kaliumklorid) för att separera ut uran, plutonium och restaktinider, samt fissionsprodukterna.

Den torra upparbetningen bedöms kunna klara bränsle med högre utbränning, samt ge mindre avfall och högre skydd mot spridning av kärnvapenmaterial.

Upparbetningsanläggningar i världen

I enlighet med planerna under 1960- och 70-talen att använda en sluten bränslecykel planerades och byggdes upparbetningsanläggningar i ett flertal länder i världen. En sammanställning av de viktigaste upparbetningsanläggningarna för kommersiellt bränsle ges i tabell 5-1. Det framgår att de flesta var ganska små och för speciella syften. Även Sverige övervägde så sent som i mitten av 1970-talet att bygga en egen upparbetningsanläggning på Västkusten. Dessförinnan hade Sverige deltagit i den europeiska anläggningen Eurochemic i Belgien.

Det framgår av tabell 5-1 att upparbetningsanläggningar planerades och byggdes i ett flertal länder. Av dessa har Belgien, Tyskland och USA helt upphört med upparbetning, medan Frankrike, Japan, Kina, Ryssland och Storbritannien alltjämt har anläggningar i drift. Detta gäller även för Indien men uppgifter härom saknas.

De första upparbetningsanläggningarna i Frankrike och Storbritannien var avsedda för bränsle från deras gaskylda och grafitmodererade reaktorer. Senare anläggningar har byggts för lättvattenreaktorbränsle. Byggandet av UP-3 i La Hague och Thorpe i Sellafield finansierades av ett antal kunder i Japan, Tyskland, Belgien, Holland och Sverige som gick samman och beställde upparbetningstjänster. Sverige deltog genom SKB i UP-3-projektet med avtal som tecknades 1978.

De anläggningar som är i drift idag för lättvattenreaktorbränsle har en sammanlagd kapacitet av ca 3 500 ton uran per år, vilket ökar till 4 300 ton när den japanska anläggningen i Rokkasho tas i drift⁸. Detta kan jämföras med att drygt 10 000 ton lättvattenbränsle tas ur reaktorerna varje år. Trots detta utnyttjas den befintliga kapaciteten inte fullt ut eftersom många länder har slutat med att låta upparbeta sitt bränsle eller väntar tills ekonomin för upparbetning och återcyklning har klarnat. Även tekniska problem har bidragit till en lägre kapacitet än planerat.

På samma sätt är planerna för nya upparbetningsanläggningar i världen osäkra. Ryssland planerar till exempel att ha en stor anläggning i drift omkring 2025, men beslut om detta är beroende av utvecklingen av snabba reaktorer och användningen av plutonium i dem.

Tabell 5-1. Anläggningar i världen för upparbetning av kommersiellt reaktorbränsle. Endast anläggningar med större kapacitet än 10 ton uran (tHM) per år har tagits med. Information från Indien saknas. (Källa IAEA Nuclear Fuel Cycle Information System).

Country	Facility name	Facility type	Facility status	Capacity (tHM/year)	Operation
Belgium	Eurochemic	Pilot plant	Decomm.	60	1966–1975
China	Lanzhou	Pilot plant	In operation	100	2010
France	La Hague – UP2-800	Commercial	In operation	1 000	1996
France	La Hague – UP3	Commercial	In operation	1 000	1990
France	Marcoule – UP1	Commercial	Decomm.	600	1958–1997
Germany	Karlsruhe	Pilot plant	Decomm.	35	1971–1991
Germany	Wackersdorf	Commercial	Cancelled	350	
Italy	Eurex SFRE	Pilot plant	Decomm.	10	1980–1990
Japan	JAEA Tokai	Pilot plant	Shutdown	90	1977–2006
Japan	Rokkasho	Commercial	Commissioning	800	2007
Russia	RT-1, Mayak	Commercial	In operation	400	1971
Russia	RT-2, Krasnoyarsk	Commercial	Deferred	800	
United Kingdom	NDA Magnox Repr.	Commercial	In operation	1 500	1964
United Kingdom	NDA Thorp	Commercial	In operation	900	1994
USA	Barnwell	Commercial	Never operated	1 500	(1977)
USA	GE Morris	Commercial	Never operated	300	(1971)
USA	Oak Ridge	Commercial	Cancelled	150	
USA	West Valley	Commercial	Decomm.	300	1966–1972

⁸ Man kan dock konstatera att tillgängligheten hos de flesta upparbetningsanläggningar har varit låg, vilket innebär att den verkliga kapaciteten blir lägre.

6 Säkerhets- och tillgänglighetsaspekter för snabba reaktorer och deras bränslecykler

En målsättning för utvecklingen av nya reaktorer är att de ska vara åtminstone lika säkra som dagens reaktorer och helst ha potential att bli ännu säkrare. Detta har varit ett av kriterierna för valet av de reaktorsystem som studeras vidare inom Generation IV International Forum.

Den höga effekttätheten i reaktorhärden i kombination med en låg andel fördröjda neutroner och en hög utbränning hos bränslet ställer höga krav vad gäller reaktorernas säkerhet och de material som används i reaktorerna.

Till skillnad från lättvattenreaktorer drivs de metallkylda reaktorerna vid normalt tryck och vid en temperatur som ligger långt ifrån metallens kokpunkt, vilket ger fördelar ur haverisynpunkt. Det låga trycket gör också att reaktorn inte behöver inneslutas i ett tryckkärl. Det metalliska kylmedlet har dessutom stor termisk tröghet vid en eventuell olycka.

Sammanfattningsvis har natriumkylda snabbreaktorer av bassängtyp följande fördelaktiga egenskaper (Devictor 2013):

- Hela primärkretsen finns i reaktortanken, inklusive härden, värmeväxlare till mellankylkretsen och huvudcirkulationspumparna.
- Systemet är inte under tryck.
- Mellankylkretsen ger en extra inneslutning mellan primärkretsen och omgivningen.
- Stor marginal till natriums kokpunkt.
- Stor mängd natrium i primärkretsen, vilket ger stor termisk tröghet vid bortfall av den primära värmesänkan.
- God naturlig cirkulation medger att man kan utforma passiva och diversifierade nödkylsystem.
- Effekten kan kontrolleras med styrstavar, ingen xenon-effekt och inget behov av brännbar absorbator.

De viktigaste säkerhetsfrågeställningarna är i stället kopplade till att de metallkylda reaktorerna kan ha en positiv voidkoefficient, risken för natriumbränder, samt kapaciteten för nödkylning vid en allvarlig olycka.

En positiv voidkoefficient innebär att effekten kan öka lokalt om kylningen av någon anledning blir blockerad. Detta kan möjligen vara bakgrunden till de effektpikar som man såg vid några tillfällen i Phénix. En möjlig förklaring kunde vara att en bubbla av argongas vandrade genom härden. En annan är att man fick rörelser i härden. Den exakta orsaken har inte fastställts (Cochran et al. 2010, CEA 2012a).

För att minska risken för en positiv voidkoefficient föreslås en ny utformning av reaktorhärden i ASTRID, vilken bedöms ta bort denna risk.

Risken för natriumbränder är klart reell för natriumkylda reaktorer. För att undvika att en natriumbrand påverkar reaktorhärden utformas natriumkylda reaktorer med tvåstegs kylkretsar. Värmen från den primära kylkretsen som kyler reaktorhärden förs via värmeväxlare över till en mellankylkrets som likaledes innehåller natrium. Denna står sedan i kontakt med turbinkretsen som hittills har utformats som en konventionell ångturbin. Risk för natrium/vattenkontakt föreligger således i ånggeneratorerna. Vid ett flertal tillfällen har natrium läckt från de första snabba reaktorerna. I några fall har de lett till smärre bränder, men de har inte påverkat reaktorernas säkerhet. De har dock i några fall medfört längre stopp för åtgärder, det mest uppmärksammade är i Monju i Japan, som var ur drift under mer än 15 år. De kraftigaste registrerade natrium-vattenreaktionerna skedde i BN-350 (Kazakstan) två gånger under 1970-talet och i PFR (UK) 1987. Även BN-600 har haft ett 40-tal mindre läckage (IAEA 2012a). Detta har dock inte påverkat driften eftersom reaktorn konstruerats för att kunna isolera en ånggenerator åt gången och utföra reparationer medan reaktorn är i drift.

För att minska risken för natrium-vattenreaktioner i ånggeneratorerna studeras både i Ryssland och Frankrike dels förbättringar av ånggeneratorerna, dels möjligheten att använda en gasturbin för produktion av elektricitet. Den sista värmeväxlaren blir därmed mellan natrium och gas, inte vatten. De gaser som studeras är dels helium, dels koldioxid i superkritiskt tillstånd.

Efter Fukushima har bland annat frågor aktualiserats kring kapaciteten för att kyla bort resteffekten efter att den primära värmesänkan försvunnit. Detta har lett till att redundanta nödkylsystem konstruerats. Andra frågor som studeras är vad som händer vid fullständigt bortfall av kraftförsörjningen, hantering av svåra olyckor, samt behovet av styvare utrustning. Bland annat har behovet av en härdfångare identifierats för natriumkylda reaktorer.

För blykylda reaktorer föreligger naturligtvis ingen risk för natriumbränder. Utmaningen för dem är i stället kopplat till att bly är korrosivt och ställer höga krav på materialet i reaktorsystemen. För att motverka detta problem studeras möjligheten att använda en bly/vismutlegering. Detta kylmedel planeras för de nya ryska blykylda reaktorerna, SVBR-100 och BREST-300. En annan utmaning är blyets relativt höga smältpunkt (328 °C), vilket innebär att reaktorsystemen måste hållas varma även när reaktorn är avstängd.

En snabbreaktorhård är väldigt kompakt. Detta innebär att neutronflödet är högt, speciellt flödet av snabba neutroner, vilket medför höga krav på materialet som används i reaktorhärden och i bränsleelementen. Utveckling pågår av stål med högre strålningsbeständighet för att dels kunna öka utbränningen i bränslet, dels minska utbytesfrekvensen för övriga komponenter i reaktorhärden.

7 MOX-bränsle i lättvattenreaktorer

I och med att utvecklingen av snabba reaktorer skedde långsammare än vad som förväntades från början, studerades även andra möjligheter att utnyttja det plutonium som frigjordes från upparbetning av lättvattenreaktorbränsle. Syftet var att undvika att bygga upp stora lager av separerat plutonium med hänsyn till att plutonium är ett potentiellt kärnvapenmaterial. Ett annat syfte var att de länder som inte utvecklade snabba reaktorer skulle ha en alternativ väg att utnyttja plutoniet. Genom att återanvända plutoniet från upparbetning kan man utvinna 10–15 % mer energi ur det ursprungliga uranet⁹.

I MOX-bränsle (Mixed OXide fuel) blandas uranoxid och plutoniumoxid till en homogen blandning där plutoniet ersätter det anrikade uranet. Urankomponenten kan antingen vara natururan, dvs icke anrikat uran, eller utarmat uran, som är restprodukten från anrikningsprocessen. Bränslet består av kutsar, som ser likadana ut, och har likartade egenskaper som normalt uranoxidbränsle (UOX). Även bränslekapsling och bränsleelementets komponenter, t ex topp- och bottenplatta och spridare, är desamma som för UOX. För att ersätta en anrikningsnivå på 4–5 % uran-235 krävs en plutoniuminblandning på 6–10 %. Den exakta mängden beror på plutoniets sammansättning (andel fissila isotoper), vilket i sin tur är beroende av utbränningen hos det bränsle plutoniet kommer från (IAEA 2003, 2011b, WNA 2013).

Tillverkningen och utformningen av MOX-bränsle utvecklades under 60- och 70-talet. För att få en tillräckligt homogen blandning används antingen mycket finmalda pulver eller så sker tillverkningen genom samfällning av uran- och plutoniumlösningar. De tidiga MOX-bränslena hade alltför storkornig blandning för att senare kunna upparbetas på grund av svårigheter att lösa upp plutoniumkornen¹⁰.

Den huvudsakliga utvecklingen av MOX-bränsle för lättvattenreaktorer skedde i Tyskland och Frankrike, samt i Belgien och Storbritannien. Dessa länder byggde tidigt upp tillverkningskapacitet för MOX-bränsle i pilotskala, samt genomförde tester med MOX-bränsle i olika reaktorer. Idag är det huvudsakligen Frankrike som tillverkar och använder MOX-bränsle. En anläggning, Melox, för tillverkning av ca 195 ton bränsle per år är i drift i närheten av Marcoule sedan 1995. En motsvarande anläggning i Sellafield i Storbritannien har stängts efter några års provdrift med mycket stora problem. Likaså har de små anläggningarna i Tyskland och Belgien stängts av ekonomiska skäl. I Japan är en ny MOX-bränsleanläggning under byggnad i anslutning till upparbetningsanläggningen i Rokkasho. Den bygger på samma teknik som Melox.

Tillverkningen av MOX-bränsle är mera krävande än motsvarande UOX-bränsle. Detta beror dels på plutoniums toxicitet och strålning, dels på ökade risker för kriticitet. MOX-tillverkningen i Melox sker därför helt fjärrstyrt i täta och strålskärmande utrymmen. Tillverkning av MOX-bränsle är därför avsevärt dyrare än tillverkning av UOX-bränsle. Även transporter av färskt MOX-bränsle är mer komplicerade eftersom MOX-bränslet har en annan säkerhetsklass än UOX-bränsle och bland annat kräver beväpnad eskort.

MOX-bränsle kan användas i såväl BWR som PWR-reaktorer. Utformningen av bränslet skiljer sig dock mellan de olika reaktortyperna. I båda fallen utformas dock bränslet så att det ska bli så lika ett vanligt UOX-bränsle som möjligt ur hanteringssynpunkt och ur vattenströmningssynpunkt i reaktorhärden. Det ska också vara lika ur reaktor fysikalisk och termodynamisk synpunkt. Hänsyn måste då tas till att styrvastavarna får något sämre verkan i närheten av plutoniumbränsle, vilket har lett till att man till exempel har satt in några extra styrvastavar i några PWR-reaktorer.

I BWR utformas bränsleelementen med så kallade plutoniumöar. Det innebär att ett MOX-bränsleelement har en samling av MOX-stavar i den centrala delen, medan de stavar som sitter i elementets ytterkant och därmed närmast styrvastavarna innehåller enbart UOX-bränsle. I PWR är alla stavar normalt MOX-stavar, men de stavar som sitter i ytterkanten av bränsleelementet har ofta lägre plutoniumhalt för att minska den reaktor fysikaliska kontrasten mot omgivande bränsle. I några fall har också vissa bränslestavar bytts mot vattenfyllda stavar för att förbättra moderationen.

⁹ Därtill kommer ca 10 % från återcykling av uranet.

¹⁰ Detta gäller t ex det MOX-bränsle som lagras i Clab efter ett bränslebyte med tyska kraftföretag som genomfördes 1987/88 och som ska tas om hand för deponering i det svenska Kärnbränsleförvaret.

Hittills har MOX-bränsle endast laddats i blandade härdar med upp till en tredjedel MOX-bränsle och resten UOX-bränsle. Några av de nya lättvattenreaktorerna som nu byggs, t ex ABWR och EPR har dock utformats så att de ska kunna drivas med 100 % MOX-bränsle.

De första testerna med MOX-bränsle i lättvattenreaktorer utfördes under 1960-talet. Redan 1963 sattes ett första testelement in i BR3-reaktorn i Belgien och 1966 i Kahl i Tyskland. Successivt genomfördes senare tester i kommersiella lättvattenreaktorer under 1970- och 80-talen, främst i Tyskland (Obrigheim, Gundremmingen och Stade), men även i Belgien, Frankrike, Italien, Holland, Schweiz, Sverige och USA. Även Japan planerade tester under denna tid, men de blev av olika skäl försenade. Detta arbete skedde parallellt med att dessa länder utvecklade uppbyggnadstekniken eller tecknade uppbyggnadskontrakt. Syftet med testerna var därför att förbereda för att kunna använda det plutonium som skulle separeras. De svenska testerna bestod av 3 bränsleelement med 51 stavar som sattes in i Oskarshamn 1 1975.

De mest avancerade MOX-programmen under 70-talet drevs i Tyskland och USA samt något senare i Frankrike. I Tyskland, som vid denna tid planerade att bygga en egen uppbyggnadsanläggning i Wackersdorf, fanns en liten MOX-bränslefabrik i Hanau. Man byggde även en större fabrik, som dock aldrig togs i drift eftersom den tyska politiken angående uppbyggnad ändrades. För att ta hand om det plutonium som uppstått från redan tecknade uppbyggnadsavtal (i England och Frankrike) har dock programmet för användning av MOX-bränsle fortsatt, varvid huvuddelen av bränslet tillverkats i Frankrike. Totalt har 15 tyska reaktorer tillstånd att använda MOX-bränsle, både PWR och BWR. Från 1972 till och med 2010 hade drygt 2 300 MOX-bränsleelement använts med gott resultat i 13 reaktorer. I det tyska programmet studerades även möjligheterna till upprepade återcyklningar i lättvattenreaktorer. Dessa studier avslutades i och med den ändrade tyska politiken (Chiguer 2011).

USA hade ett MOX-program under 1960- och 70-talen. Totalt 45 testelement sattes in i 4 BWR och 1 PWR. Programmet avslutades dock i slutet av 1970-talet i och med att USA ändrade sin policy bort från uppbyggnad. Nyligen har ett nytt MOX-program startats. Detta är kopplat till överenskommelsen mellan USA och Ryssland om att vardera omvandla 34 ton vapenplutonium till kraftreaktorbränsle. En MOX-bränslefabrik håller på att byggas och 4 testelement har använts i en reaktor. Dessa element tillverkades i Frankrike (Sowder 2009).

Frankrike har det mest omfattande MOX-programmet. Det kom dock igång relativt sent då den ursprungliga planeringen var att allt plutonium skulle användas i snabba reaktorer. Huvuddelen av det använda UOX-bränslet från de franska reaktorerna uppbyggnads för närvarande i La Hague och plutoniet används direkt i nytt MOX-bränsle som tillverkas i Melox. Totalt 21 franska reaktorer (PWR) är licensierade för MOX-bränsle och 1/4 till 1/3 av varje årsladdning i dessa reaktorer utgörs av MOX-bränsle. Därvid används knappt 10 ton plutonium per år i ca 250 MOX-bränsleelement. Totalt har drygt 3 500 MOX-bränsleelement använts sedan 1987 (Chiguer 2011).

MOX-bränsle används också i Belgien (2 PWR, 320 element) och Schweiz (3 PWR, 400 element) för att konsumera plutoniet från uppbyggnad. För båda dessa länder har man dock numera policyn att inte uppbyggnada.

Japan har också ett MOX-program och har en mindre anläggning för bränsletillverkning i Tokai. Denna har främst använts till att producera MOX-bränsle till tungvattenreaktorn Fugen, som är en mindre demonstrationsreaktor. Totalt ca 150 ton MOX-bränsle har använts. Japan har också planerat sedan länge att demonstrera användningen av MOX-bränsle i sina kraftreaktorer. Detta program har av olika skäl blivit försenat och först 2009 sattes det första MOX-bränslet in i Genkai 3. Idag finns MOX-bränsle i ett tiotal japanska reaktorer. Det har tillverkats i Frankrike. En anläggning för tillverkning av MOX-bränsle är under byggnad i anslutning till uppbyggnadsanläggningen i Rokkasho. Efter Fukushimaolyckan råder dock viss osäkerhet om den framtida utvecklingen, även om bygget av MOX-bränsleanläggningen fortsätter.

MOX-bränsle har även använts i testsyfte i några reaktorer i Indien, såväl lättvatten- som tungvattenreaktorer. Ryssland använder inte MOX-bränsle i sina lättvattenreaktorer utan planerar att använda allt uppbyggnad plutonium, samt de 34 ton vapenplutonium som nämndes ovan, i de framtida snabba reaktorerna. Ännu så länge har endast några testelement använts i snabba reaktorer. I Storbritannien har plutonium från uppbyggnad av bränsle från de gaskylda reaktorerna enbart lagrats (ca 80 ton). Olika studier har genomförts angående den fortsatta hanteringen, varvid användning som MOX-

bränsle i PWR har ansetts vara bästa metoden (DECC 2011). Något beslut har dock inte fattats än. I Sverige kommer ett fåtal MOX-bränslelement att användas i en av reaktorerna i Oskarshamn för att förbränna ca 1 ton plutonium som separerats vid upparbetningen av 140 ton bränsle från Oskarshamn 1.

Sammanfattningsvis kan man konstatera att tekniken för att tillverka och använda MOX-bränsle är väl utvecklad. MOX-bränslet har idag liknande egenskaper som UOX-bränsle och är under vissa förutsättningar utbytbar. Genom återanvändning av plutonium som MOX-bränsle i lättvattenreaktorer kan man få ut 10–15 % mer energi ur det ursprungliga uranet. Användningen av MOX-bränsle är således starkt kopplad till om man valt att upparbeta använt bränsle. Då flera länder ändrat policy vad gäller upparbetning har även intresset för en långsiktig MOX-användning minskat. Idag är det endast Frankrike och kanske Japan som har ett uthålligt program för MOX-bränsleanvändning i lättvattenreaktorer. Användningen i lättvattenreaktorer ses i dessa länder dock bara som ett steg i utvecklingen mot snabba reaktorer.

Använt MOX-bränsle kan i princip upparbetas och det utvunna plutoniet ånyo återanvändas som MOX-bränsle i lättvattenreaktorer. Detta görs dock inte i någon stor skala idag¹¹. Det främsta skälet är att plutoniumsammansättningen i det använda MOX-bränslet är sämre ur bränslesynpunkt än det ursprungliga plutoniet. Detta innebär att MOX-bränslet måste ha mer plutonium. Det använda MOX-bränslet lagras därför i stället och kommer antingen att upparbetas för återcyklning i snabba reaktorer eller, för det fall snabba reaktorer inte finns tillgängliga, att deponeras som avfall. Använt MOX-bränsle har därvid en annan sammansättning än använt UOX-bränsle vilket medför att det har högre resteffekt och högre neutronstrålning. Det kräver därför en speciell behandling vid slutförvaring, t ex längre mellanlagringstid, eller uppblandning med lågutbränt UOX-bränsle.

Även det separerade uranet från upparbetning kan återanvändas som bränsle. Härigenom kan ytterligare ca 10 % energi utvinnas ur det ursprungliga uranet. Detta uran benämns ofta REPU (reprocessed uranium). Innan REPU kan användas i en lättvattenreaktor måste det åter anrikas. Då REPU innehåller uranisotoper som dels absorberar neutroner, dels avger strålning, sker denna anrikning i separata delar av en anrikningsanläggning, eller genom blandning med uran av en högre anrikning. Användning av REPU sker rutinmässigt, men i mindre utsträckning än användning av MOX. Till exempel används REPU i Frankrike bara i 4 reaktorer.

¹¹ Vissa tester har dock genomförts av upparbetning av MOX-bränsle i La Hague (ca 70 ton), varvid det separerade plutoniet återanvänts i nytt MOX-bränsle.

8 Återanvändning av uran och plutonium från svenskt använt bränsle i lättvattenreaktorer – en modell

Sverige har valt att betrakta det använda bränslet som ett avfall och deponera det i Kärnbränsleförvaret efter cirka 40 års mellanlagring. Deponeringen planeras starta omkring 2027. Vid årsskiftet 2012/13 lagrades cirka 5 600 ton använt bränsle i Clab och ytterligare ca 2 000 ton på kärnkraftverken. Årligen tillkommer ca 210 ton bränsle från driften av reaktorerna. Totalt beräknas det svenska reaktorprogrammet ge upphov till cirka 12 000 ton bränsle inklusive bränslet i sluthärdarna (SKB 2010).

I detta och följande kapitel diskuteras vad det skulle innebära om bränslet i stället upparbetades och uran och plutonium i bränslet återanvändes, dels i lättvattenreaktorer (detta kapitel), dels i framtida snabba reaktorer (nästa kapitel).

8.1 Tillgång till upparbetningskapacitet

Som framgått av kapitel 5 finns det endast fem kommersiella upparbetningsanläggningar i drift i världen idag, två i Frankrike, en i Storbritannien, en i Japan och en i Ryssland. De två franska anläggningarna i La Hague är huvudsakligen avsedda för upparbetning av franskt bränsle, men torde ha kapacitet att även upparbeta ca 500–1 000 ton bränsle per år från andra länder. Beträffande den brittiska anläggningen Thorp i Sellafield råder stor osäkerhet om dess framtid. Enligt dagens planering ska anläggningen stängas före 2020 efter att upparbetning enligt existerande kontrakt avslutats. Det kan dock inte uteslutas att driften förlängs ifall en marknad för nya kontrakt uppstår. Kapaciteten i Thorp uppges till 900 ton/år. Den japanska anläggningen i Rokkasho är enbart avsedd för japanskt bränsle. Dess framtida drift är starkt kopplad till hur det japanska kärnkraftsprogrammet utvecklas. Kapaciteten i den ryska anläggningen i Mayak är liten och torde knappast bli aktuell för svenskt bränsle.

Sammantaget innebär detta att kapacitet för upparbetning av upp till ca 1 500 ton bränsle per år skulle kunna vara tillgängligt på marknaden för upparbetning av svenskt bränsle. Detta förutsätter naturligtvis att inga övriga länder återgår till att upparbeta sitt använda bränsle.

8.2 Tillgång till MOX-bränsleframställning

MOX-bränsle tillverkas idag endast i en anläggning, Melox, i Frankrike (Se kapitel 7). Dess kapacitet är 195 ton bränsle per år, vilket innebär att Melox kan hantera ca 15 ton plutonium per år, eller plutoniet från upparbetning av ca 1 500 ton använt UOX-bränsle. Två tredjedelar av denna kapacitet är upptagen för tillverkning av MOX-bränsle för det franska kärnkraftsprogrammet, och resterande kapacitet används för tillverkning av MOX-bränsle åt de länder som haft upparbetningskontrakt i La Hague och Sellafield, främst Japan och Tyskland. Den senare verksamheten beräknas vara avslutad inom några år. En motsvarande MOX-bränsleanläggning i Storbritannien har stängts. En anläggning är under byggnad i Japan men denna är enbart avsedd för det japanska kärnkraftsprogrammet.

Sammantaget innebär detta att den på marknaden tillgängliga kapaciteten för MOX-bränsletillverkning successivt kommer att öka till att motsvara plutonium från ca 500 ton använt bränsle. Detta kommer att uppnås mot slutet av 2010-talet.

8.3 En modell för upparbetning och återcykling av MOX-bränsle i svenska reaktorer

8.3.1 Återcykling i befintliga lättvattenreaktorer

En studie av plutoniumanvändning i svenska reaktorer utfördes i början 1980-talet (SKBF 1982). Vid denna tidpunkt planerades att det svenska använda kärnbränslet skulle upparbetas. Studien baserades på återföring av plutonium i BWR-reaktorerna Forsmark 3 och Oskarshamn 3, men även återföring i PWR-reaktorer var möjligt. Studien var dock begränsad till det plutonium som erhöles från de då tecknade upparbetningsavtalen om totalt 867 ton använt bränsle. Slutsatsen var att allt plutonium från upparbetning av detta bränsle skulle kunna successivt tas om hand i Forsmark 3 och Oskarshamn 3. Ca 30 % av bränslestavarna skulle därvid vara MOX-bränslestavar.

Sedan denna studie har mycket erfarenheter av användning av MOX-bränsle i såväl BWR- som PWR-reaktorer med upp till 30 % MOX-bränslestavar erhållits i flera länder. Tekniken kan anses vara etablerad.

Som en tumregel används idag att plutonet från 8 ton UOX-bränsle kan användas för att tillverka och använda 1 ton MOX-bränsle. Den exakta siffran är beroende dels av UOX-bränslets utbränning, dels av halten plutonium i nytt MOX-bränsle.

En modell för MOX-bränsleanvändning i svenska reaktorer skulle kunna se ut på följande sätt:

- Cirka 500 ton bränsle per år upparbetas i La Hague (och/eller Sellafield). Mängden bestäms av den tillgängliga kapaciteten för MOX-bränsletillverkning.
- Ca 60 ton MOX-bränsle tillverkas och återanvänds i de befintliga svenska reaktorerna. Vid en bibehållen begränsning till att högst 30 % av bränslestavarna får vara MOX-bränslestavar innebär detta att MOX-bränsle kommer att behöva användas i samtliga reaktorer¹².
- Använt MOX-bränsle mellanlagras och deponeras sedermera i Kärnbränsleförvaret. Med hänsyn till den högre värmeutvecklingen i använt MOX-bränsle krävs en längre mellanlagringstid (> 100 år) eller att mindre mängd bränsle deponeras i en kapsel.
- Förglasad högaktivt avfall och annat långlivat avfall tas tillbaks till Sverige och deponeras (efter viss tids mellanlagring) i anslutning till Kärnbränsleförvaret och SFL.

Det bör påpekas att den skisserade modellen bygger på optimistiska antaganden om för Sverige tillgänglig kapacitet för MOX-tillverkning och MOX-användning.

Med hänsyn till behovet av tester av nya bränsletyper, utökning av givna tillstånd och andra faktorer är det knappast realistiskt att MOX-bränsle kan återanvändas i svenska reaktorer i en större skala förrän efter 2020. Med gällande planering innebär detta att endast ett begränsat antal årsladdningar med MOX-bränsle kan användas i de befintliga reaktorerna. I tabell 8-1 ges en sammanställning över kvarvarande drifttid i de befintliga reaktorerna och hur mycket MOX-bränsle som skulle kunna användas i dem. Totalt skulle således ca 1 200 ton MOX-bränsle kunna användas, vilket i grova drag motsvarar plutonium från 9 500 ton UOX-bränsle, vilket i sin tur motsvarar det bränsle som tagits ur de svenska reaktorerna till och med ca 2025. Dessa förenklade överslagsberäkningar visar att det skulle kunna vara möjligt att i de befintliga reaktorerna återcykla plutonium från allt UOX-bränsle som tas ut till och med ca 2025.

Denna beräkning är baserad på att Sverige kan få tillgång till tillverkning av ca 60 ton MOX-bränsle per år. Minskar tillgången till 30 ton/år kommer totalt endast 700 ton MOX-bränsle att kunna användas, motsvarande plutonium från 5 600 ton UOX-bränsle.

¹² I realiteten kommer sannolikt inte några av de äldsta reaktorerna att användas. Detta har dock ingen betydelse för de principiella resonemangen i denna rapport.

Tabell 8-1. Möjlig användning av MOX-bränsle i de befintliga svenska reaktorerna från och med år 2020.

Reaktor	Drift till och med	Mängd nytt bränsle från och med 2020 (tHM)	Varav MOX-bränsle (tHM)
F1 (BWR)	2040	500	150
F2 (BWR)	2041	525	158
F3 (BWR)	2045	750	225
O1 (BWR)	2032	140	43
O2 (BWR)	2034	210	63
O3 (BWR)	2045	750	225
R1 (BWR)	2025	90	27
R2 (BWR)	2025	90	25
R3 (BWR)	2041	440	132
R4 (BWR)	2043	480	145
Totalt		3 975	1 193

Förutom att en ny mellanlagringsanläggning för högaktivt förglasat avfall och annat långlivat avfall från upparbetning behöver byggas och att Kärnbränsleförvaret anpassas så att även använt MOX-bränsle och förglasat avfall kan deponeras där, skulle införandet av MOX-bränsle kunna genomföras inom befintligt reaktor- och avfallssystem. Vissa mindre anpassningar kan dock behövas på reaktorerna.

Med de ovan gjorda antagandena skulle följande högaktiva avfallsmängder behöva tas om hand i Sverige från det befintliga kärnkraftsystemet:

- 1 300 ton använt UOX-bränsle.
- 1 200 ton använt MOX-bränsle.
- Högaktivt och annat långlivat avfall från upparbetning av 9 500 ton UOX-bränsle¹³.

Samtliga dessa produkter kräver geologisk slutförvaring med liknande krav som idag gäller för Kärnbränsleförvaret. Tillsammans innehåller detta avfall lika mycket fissionsprodukter som vid alternativet direktdeponering av 12 000 ton UOX-bränsle, medan mängden plutonium har reducerats med omkring 10 %. Volymen avfall från det upparbetade bränslet är mindre än volymen av det ursprungliga UOX-bränslet. Förvarets storlek bestäms dock huvudsakligen av avfallets resteffekt vilken inte minskar markant. Denna bestäms huvudsakligen av fissionsprodukterna och plutonium-241/americium-241, vilka till stor del finns kvar i avfallet.

I princip skulle även MOX-bränsle kunna upparbetas och plutoniet återcyklas. Detta görs dock inte i världen idag, annat än för vissa tester. Antingen sparas MOX-bränslet för användning i framtida snabba reaktorer eller så betraktas det som ett avfall som ska deponeras. I det tänkta svenska systemet räcker tiden dessutom inte till för återcykling av plutonium från MOX-bränsle.

Ifall plutonium återcyklas i MOX-bränsle bör även uranet som separerats tillsammans med plutonium vid upparbetningen återcyklas, antingen tillsammans med plutoniet i MOX-bränsle eller separat som så kallat REPU-bränsle. I det senare fallet motsvarar uranet från 10 ton använt UOX-bränsle uranbehovet för 1 ton REPU-bränsle. REPU-bränslet dimensioneras så att det är i det närmaste ekvivalent med UOX-bränslet. Anrikning behöver som tidigare nämnts ske i separata anläggningar. Kapacitet för detta finns idag, främst i Ryssland. Det mesta upparbetade uranet sparas dock för framtida användning i snabba reaktorer. Återcykling som REPU-bränsle innebär att en del av det kvarvarande använda UOX-bränslet (ca 950 av 1 300 ton) är REPU-bränsle. Om uranet inte återcyklas kommer det att behöva tas om hand som avfall, på samma sätt som utarmat uran från anrikningsprocessen.

¹³ Motsvarande siffror ifall endast 30 ton MOX-bränsle per år kan användas är:

- 5 700 ton UOX
- 700 ton MOX
- Avfall från upparbetning av 5 600 ton UOX-bränsle.

En ändring av strategin för hantering av använt bränsle, som innebär att en andel av bränslet kommer att upparbetas skulle också påverka tidplanerna för ett slutförvar. I och med att en stor del av det existerande bränslet upparbetas kommer behovet av slutförvar att senareläggas. En djupare analys av detta ligger utanför syftet med denna studie, men en översiktlig bedömning visar att start av deponering kan skjutas åtminstone 20 år framåt. Exakt hur mycket kommer att bli beroende av koncentrationen av fissionsprodukter i det högaktiva avfallet och dess sammansättning. Alternativt används det nu planerade Kärnbränsleförvaret för en del bränsle, samtidigt som arbete genomförs för att senare också licensiera det för högaktivt förglasat avfall.

8.3.2 Ekonomi

Återanvändning av plutonium och uran ger minskade kostnader för inköp av natururan och anrikning, men ökade kostnader för upparbetning och MOX-bränsletillverkning. Det kan även ge förändrade kostnader för mellanlagring och slutförvaring, men med hänvisning till resonemangen ovan om resteffekten antas denna skillnad vara liten. Även kostnaderna för anrikning och bränsletillverkning för upparbetat uran ökar något, men detta bortses från här. Kostnaderna för uran och anrikning idag är väl kända medan kostnaderna för upparbetning och MOX-bränsletillverkning är ytterst osäkra. Utvecklingen av dessa kostnader över det tidsperspektiv som är aktuellt (ca 30 år) innehåller också stora osäkerheter. I en nyligen genomförd studie av OECD/NEA användes följande värden (med tillämpning 2020) (OECD/NEA 2013):

Natururan och konvertering	140 USD/kgU (925 SEK/kgU)
Anrikning	140 USD/SWU (925 SEK/SWU ¹⁴)
Bränsletillverkning	300 USD/kgU (1 980 SEK/kgU)
Färdigt bränsleelement 4,95 % anrikning	2,810 USD/kgU (18 550 SEK/kgU)
Upparbetning och MOX-tillverkning	1,200 USD/kgHM (7 900 SEK/kgHM)

Med dessa antaganden fås:

Minskad bränslekostnad (UOX ersatt avMOX)	22 miljarder kronor
Minskad bränslekostnad (UOX ersatt av REPU)	18 miljarder kronor
Ökad kostnad för upparbetning och MOX	75 miljarder kronor

Härtill kommer ökade kostnader för transporter av använt bränsle och färskt MOX-bränsle, vilka inte tagits hänsyn till här. Hänsyn har heller inte tagits till förändrade mellanlagrings-, inkapslings- och slutförvaringskostnader. En översiktlig analys visar att dessa har vissa komponenter som ökar (dubbla system för inkapsling, längre mellanlagring för MOX-bränsle) och vissa som minskar (något mindre utsprängd bergvolym för högaktivt avfall, eventuellt enklare inkapsling). Detta bedöms dock vara av mindre betydelse.

Med dessa antaganden skulle således de framtida kostnaderna för att ta hand om det använda bränslet öka med ca 35 miljarder kronor, eller en ökning med 75 % jämfört med alternativet direktdeponering (ca 46 miljarder återstår) (SKB 2010). Denna analys tar dock inte hänsyn till ändrade tidplaner för deponering och hur detta påverkar nuvärdet av kostnaderna för avfallshanterings-systemet. Huvuddelen av kostnadsökningarna för upparbetning ligger dock tidigt.

MOX-bränsleanvändning ger en bättre resursutnyttjning av uranråvaran. I det fall som räknats på ovan minskar uranåtgången med ca 20 %.

¹⁴ SWU = Separative Work Unit är den enhet anrikningsarbetet mäts i och betalas för.

8.3.3 Återcykling i ett system med nya lättvattenreaktorer

Enligt gällande lagstiftning kan nya reaktorer uppföras för att ersätta de befintliga reaktorerna. Med det tidsperspektiv som gäller för när de befintliga reaktorerna ska ersättas (2025–2045) torde alla nya reaktorer vara lättvattenreaktorer av liknande, men modernare, typ som de befintliga reaktorerna. I detta tidsperspektiv är det inte troligt att snabba reaktorer kommer att finnas kommersiellt tillgängliga.

Nya lättvattenreaktorer ändrar inte väsentligt bilden vad gäller återcykling i förhållande till vad som beskrivits ovan. De främsta skillnaderna torde vara att en större andel av bränslet kan upparbetas samt att det kan vara möjligt att även kunna upparbeta MOX-bränsle och återcykla det plutoniet. Även i detta fall kommer det mot slutet av reaktorernas driftperiod finnas använt UOX- och MOX-bränsle som måste tas om hand.

I ett längre perspektiv kan man tänka sig att uran och plutonium från dessa reaktorer återanvänds i snabba reaktorer vilket behandlas i nästa avsnitt.

8.3.4 Summering och diskussion

Tekniken för att upparbeta svenskt använt bränsle och återanvända separerat uran och plutonium i de svenska reaktorerna finns tillgänglig. Vissa anpassningar kan behöva göras på reaktorerna och ny licensiering krävs för att använda nya typer av bränsle. Huruvida detta kräver nytt regeringstillstånd har inte närmare analyserats i denna studie.

Upparbetning och MOX-tillverkning måste ske utomlands, inom det aktuella tidsperspektivet företrädesvis i Frankrike. Hur mycket bränsle som kan upparbetas och hur mycket MOX-bränsle som kan användas kommer att bero av tillgänglig kapacitet, främst vad gäller MOX-tillverkning. Denna kommer å sin sida vara beroende av efterfrågan i världen. För närvarande är intresset för upparbetning och återcykling av plutonium i MOX-bränsle och uran i REPU-bränsle begränsat¹⁵ och det råder en överkapacitet på såväl upparbetning som MOX-bränsletillverkning. Den senare är ca 60 ton MOX-bränsle per år.

Antas att Sverige är den enda kunden utöver Frankrike skulle ca 80 % av det svenska använda bränslet kunna upparbetas. Resterande 20 %, ca 1 300 ton UOX-bränsle och 1 200 ton MOX-bränsle kommer att behöva direktdeponeras. Ett troligare utfall är att endast en del av tillverkningskapaciteten för MOX-bränsle blir tillgänglig för Sverige, t ex hälften. För detta fall behöver ca hälften av det använda bränslet direktdeponeras. Om hänsyn tas till möjlig utbyggnad av nya reaktorer som ersättning för de befintliga förändras situationen så att en mindre andel bränsle behöver direktdeponeras.

En ändring av strategin mot upparbetning och återcykling av uran och plutonium påverkar också tidplanerna för slutförvaring. Start av deponering bedöms behöva senareläggas med minst 20 år.

Ekonomi kring upparbetning och återcykling har flera osäkra komponenter. De flesta är kopplade till uranpris och kostnaden för upparbetning och MOX-bränsletillverkning. En enkel analys baserad på kostnadsvärden som nyligen använts internationellt visar att det är avsevärt dyrare att upparbeta och återcykla uran och plutonium än att direktdeponera det använda bränslet. Med de använda värdena ökar de framtida kostnaderna för att ta hand om det använda bränslet med ca 75 % i förhållande till nuvarande planer.

Användningen av MOX-bränsle har en relativt liten inverkan på slutförvaringen. Minskningen av mängden plutonium i slutförvaret är liten och förvaringsvolymbehovet blir ungefär lika. Däremot kommer en längre drifttid behövas för förvaret då använt MOX-bränsle kan kräva längre mellanlagring. Vidare behöver nya avfallstyper tas om hand, högaktivt förglasat avfall och långlivat medelaktivt avfall.

Sammanfattningsvis kan man konstatera att det inte finns några fördelar för Sverige att åter börja upparbeta bränsle och återcykla uran och plutonium i befintliga och/eller kommande lättvattenreaktorer. Det ger visserligen en resursbesparing, men till en hög kostnad och också till priset av ett mera komplicerat system för att ta hand om radioaktivt avfall.

¹⁵ I praktiken har inga kraftföretag utöver EdF i Frankrike och japanska kraftföretag tecknat nya avtal om upparbetning under de senaste 20 åren. Ett undantag är Enel i Italien, vars bränsle skickats till upparbetning utan att man avser att återanvända uran och plutonium. Eftersom Italien inte har några reaktorer i drift hoppas man på att kunna överlåta materialet till EdF.

9 Återanvändning av uran och plutonium från svenskt använt bränsle i snabba reaktorer – en modell

9.1 Resursbehov för drift av snabba reaktorer

Snabba reaktorer utformas med målsättningen att de ska vara bridreaktorer, dvs de ska generera mer bränsle, främst plutonium, än de konsumerar. En snabb reaktor kan också utformas så att den konsumerar mera plutonium än den producerar. Dessa så kallade ”burners” diskuteras inte här.

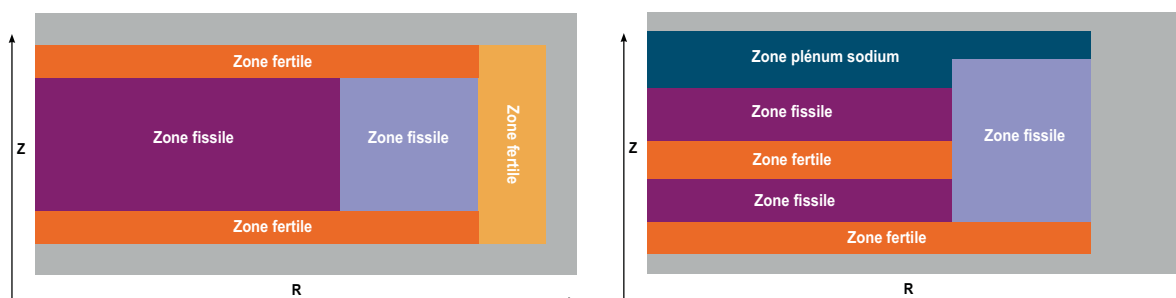
Beskrivningen i detta kapitel är baserad på natriumkylda snabbreaktorer.

Två typer av bränsle används i en snabbreaktor. Man skiljer mellan den fissila och den fertila zonen. I den fissila zonen används ett plutoniumberikat bränsle (ca 15–30 % plutonium i en uranmatris), och i den fertila zonen ett bränsle med natururan eller utarmat uran. Den fissila zonen ”driver” reaktorn och här utvecklas också huvuddelen av energin och en del nytt plutonium bildas. I den fertila zonen genereras huvuddelen av det nya plutonet, samt en del energi. I tidigare utformningar av natriumkylda reaktorer var den fissila delen centralt placerad i reaktorn och omgiven av den fertila zonen, som kallades ”blanket”. I nyare utformningar av snabbreaktorhårdar är fissila och fertila zoner mera blandade för att undvika problem med positiv voidkoefficient (Se figur 9-1). Så är den planerade utformningen av den franska reaktorn ASTRID (CEA 2012a).

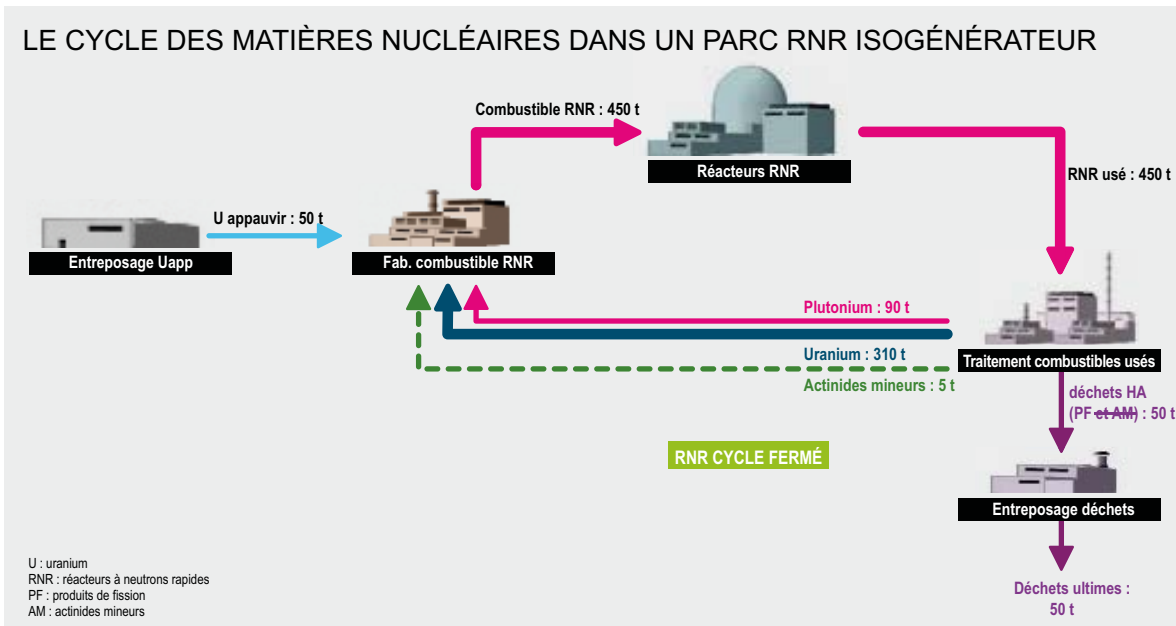
I de reaktorer som nu planeras används en blandning av urandioxid och plutoniumdioxid (MOX-FR-bränsle) där man kan dra nytta av erfarenheterna från tillverkning och användning av MOX-bränsle i lättvattenreaktorer. I ett längre tidsperspektiv planeras även användning av karbid- eller nitridbränsle eller metalliskt bränsle som ger bättre bridförhållande.

För att starta en 1 000 MW_e snabbreaktor krävs det bränsle med ca 8 ton plutonium. Till detta måste man lägga ungefär en lika stor mängd plutonium som finns i olika stadier av bränslecykeln, i mellanlager, på väg till upparbetning eller bränsletillverkning. Därvid antas 5–6 års tid från att det använda bränslet har tagits ur reaktorn till att bränsle med det separerade plutonet sätts in igen. Man behöver således tillgång till ca 16 ton plutonium samt en fungerande bränslecykel för att starta en 1 000 MW_e snabbreaktor. Därutöver behöver man ca 100 ton uran. Detta kan vara natururan, utarmat uran från anrikning eller separerat uran från upparbetning.

En 1 000 MW_e snabbreaktor ger upphov till ca 7,5 ton använt bränsle per år, vilket innehåller ca 1,5 ton plutonium. Plutonet och kvarvarande uran och så småningom även övriga aktinider kan återcyklas efter upparbetning. Endast ett knappt ton utarmat uran behöver tillföras per år för att kompensera för utbränningen av uran och plutonium. Figur 9-2 visar materialflödet när en självproducerande snabbreaktor har uppnått jämvikt. Figuren som är hämtad från en fransk rapport (CEA 2012a) visar flödet för ett system med 60 st 1 000 MW_e-reaktorer, och siffrorna ska således delas med 60 för att få flödet för en reaktor på 1 000 MW_e.



Figur 9-1. Uppdelning av reaktorhärden i en fissil och en fertila zon. Till vänster den klassiska utformningen och till höger ett nyare förslag som ska tillämpas i ASTRID. Källa: CEA (2012b).



Figur 9-2. Årliga materialflöden i bränslecykeln för ett kärnkraftssystem som innehåller snabba reaktorer med en sammanlagd effekt av 60 GW_e. Reactorerna antas vara självgenererande, det vill säga de genererar exakt lika mycket plutonium som de konsumerar. Källa: CEA (2012b).

9.2 Ett svenskt snabbreaktorsystem

Planering av ett svenskt snabbreaktorsystem förutsätter att Sverige fortsätter att använda kärnkraft. Som framgått av kapitel 4 är det inte troligt att snabba reaktorer finns kommersiellt tillgängliga för användning i en större skala förrän efter 2050. Detta innebär att de reaktorer som byggs för att ersätta dagens reaktorer i tidsspannet 2025–2045 kommer att vara nästa generation av lättvattenreaktorer, inte snabba reaktorer.

En introduktion av större snabba reaktorer skulle därför kunna tänkas ske successivt från 2060-talet.

Med hänsyn till livslängden på de befintliga och nya lättvattenreaktorerna och till kapaciteten att bygga nya reaktorer torde högst 2 snabba reaktorer byggas per decennium. Om det fortsatta kärnkraftssystemet ligger på dagens effektnivå, det vill säga 10 GW_e, sker då utbyggnaden av 10 snabba reaktorer på 1 000 MW_e vardera över en 50-årsperiod. Det bör noteras att denna planering sannolikt bygger på optimistiska antaganden om när nya reaktorer behövs. Livslängden hos ersättningsreaktorerna är troligen mer än 60 år, vilket skulle senarelägga utbyggnaden av snabba reaktorer till 2080-talet, om inte andra ekonomiska skäl talar för en introduktion.

Med de här använda antagandena om en successiv introduktion från 2060 kan ett svenskt snabbreaktorprogram se ut som följer:

Före 2060	10 GW _e lättvattenreaktorer + en liten snabb testreaktor
2060–2070	8 GW _e lättvattenreaktorer + 2 GW _e snabba reaktorer
2070–2080	6 GW _e lättvattenreaktorer + 4 GW _e snabba reaktorer
2080–2090	4 GW _e lättvattenreaktorer + 6 GW _e snabba reaktorer
2090–2100	2 GW _e lättvattenreaktorer + 8 GW _e snabba reaktorer
2100 –	10 GW _e snabba reaktorer

Det kan diskuteras om det skisserade programmet för introduktion av snabba reaktorer är realistiskt, då de snabba reaktorer kommer att introduceras i konkurrens med lättvattenreaktorer.

9.3 Bränslebehov för ett svenskt snabbreaktorprogram

För att starta en snabb reaktor på 1 000 MWe krävs som beskrivits ovan ca 16 ton plutonium. Om reaktorn är självgenererande, dvs producerar lika mycket plutonium som den konsumerar behövs inget ytterligare plutonium för att driva reaktorn. Normalt är dessutom de snabba reaktorerna bridreaktorer, dvs de producerar något mer plutonium än de konsumerar. Överskottet kan användas till att starta nya reaktorer. I de överslagsberäkningar som görs i detta kapitel antas dock självgenererande reaktorer.

Utöver plutonium krävs ca 200 ton uran (natururan, utarmat uran eller upparbetat uran) för att starta reaktorn och sedan knappt 1 ton/år för att hålla den igång. Mängden upparbetat uran, som fås när man separerar plutoniet är större än vad som behövs för att driva en snabb reaktor. Då dessutom tillgången på utarmat uran är mycket stor diskuteras inte uranbehovet ytterligare här.

16 ton plutonium motsvarar plutoniuminnehållet i ca 1 600 ton använt bränsle, eller den mängd plutonium som genererats i Sverige under 6–7 års drift av 10 lättvattenreaktorer på 1 000 MW_e, dvs 60–70 reaktorår. För att starta två snabba reaktorer under 2060-talet behöver således allt plutonium som genererats i bränsle under de senaste 13 åren.

År 2060 kommer, med antagandet om ett fortsatt kärnkraftprogram på 10 GW_e, ca 20 000 ton använt bränsle ha genererats från drygt 800 reaktorårs drift. Mängden plutonium i detta avfall, ca 100 ton, skulle då räcka till för att starta 13 snabba reaktorer på en gång. Varje decennium med drift av 10 GW_e lättvattenreaktorer ger upphov till 2 300 ton bränsle eller tillräckligt med plutonium för att starta 1,5 snabba reaktorer.

Slutsatsen av detta är att mängden använt bränsle från svenska kärnkraftverk mer än väl täcker behovet av plutonium för att starta ett snabbreaktorprogram i Sverige. En stor del av det använda bränslet kommer därför alltså att behöva tas om hand som avfall och direktdeponeras. Med den utbyggnadstakt av snabba reaktorer som använts i denna studie, och som troligen är optimistisk, räcker det att man använder använt bränsle från de senaste 20 åren innan de snabba reaktorerna tas i drift.

9.4 Bränslecykeln för ett svenskt snabbreaktorprogram

Ett snabbreaktorprogram kräver utöver reaktorer en väl utvecklad bränslecykel, det vill säga kapacitet för upparbetning och bränsletillverkning och därtill hörande transporter. Mängden bränsle som ska upparbetas är ca 7,5 ton/år från en 1 000 MW_e-reaktor, eller ca 1/3 av mängden från motsvarande lättvattenreaktor. Bränslets utbränning är därför ca 3 gånger så hög vilket ställer höga krav i samband med transporter och upparbetning. Såväl strålnivån som den specifika värmeutvecklingen är i motsvarande grad högre.

Ett svenskt snabbreaktorprogram kommer inte att utvecklas separat från utvecklingen i världen. Med hänsyn till de insatser som behövs kommer snabba reaktorer att byggas i Sverige endast om snabbreaktorprogram har etablerats på andra håll i Europa. Med den nuvarande utvecklingen är det främst Frankrike och Ryssland som kan antas bli föregångsländer. Om snabba reaktorer införs i större skala i något av dessa länder kommer även kapacitet för upparbetning och bränsletillverkning att byggas upp. Tar man Frankrike som exempel planeras redan nu en anläggning för bränsletillverkning och upparbetning i mindre skala till testreaktor ASTRID. Eventuellt kan en del bränsle också upparbetas i La Hague. Detta fungerar för en liten mängd bränsle. För ett mera omfattande snabbreaktorprogram kommer nya upparbetnings- och bränsletillverkningsanläggningar att behöva byggas. Dessa kan då utformas specifikt för snabbreaktorprogrammet. Man kan förvänta sig att de nya anläggningarna byggs med viss överkapacitet så att de även ska kunna upparbeta bränsle från snabba reaktorer i andra länder. I det första skedet av ett svenskt snabbreaktorprogram är det således troligt att upparbetnings- och bränsletillverkningstjänster i andra länder kommer att utnyttjas.

Användning av snabba reaktorer medför en mera omfattande hantering av plutonium, som är ett material som är känsligt med hänsyn till risken för kärnvapenspridning. Detta kan leda till att man i framtiden vill minimera antalet transporter, speciellt sådana som är gränsöverskridande. Detta skulle leda till att man på sikt ska planera för upparbetning och bränsletillverkning i Sverige eller i samverkan

inom EU. Även önskemålet att minska tiden från att det använda bränslet tas ut till att nytt bränsle med det separerade plutoniet sätts in verkar i denna riktning. Ett fullt utbyggt svenskt snabbreaktorprogram ger upphov till mindre än 100 ton/år använt bränsle. Med dagens uppabetningsteknik är detta för lite för att motivera en egen anläggning. Ny teknik, t ex så kallad pyroprocessing, skulle i så fall komma attkrävas.

9.5 Inverkan på planerna för slutförvaring av använt bränsle

Som framgått ovan kommer mängden plutonium i det svenska använda bränslet att överskrida behovet för att starta ett svenskt snabbreaktorsystem med start efter 2060. Situationen torde vara densamma i andra länder. Det kommer därför inte att vara brist på plutonium i världen utan varje land kommer i huvudsak att använda sitt eget plutonium.

Detta innebär att man kommer att behöva direktdeponera en stor del av det använda bränslet i enlighet med gällande planer oberoende av om snabba reaktorer introduceras eller ej. Med det scenario för introduktion av snabba reaktorer som skisserats ovan kommer allt använt bränsle som tagits ut före 2040 att behöva hanteras som avfall. Detta stämmer väl överens med SKBs nuvarande planer som är baserade på direktdeponering av allt bränsle från de existerande reaktorerna. En eventuell framtida användning av snabba reaktorer i Sverige kommer därför inte att påverka behovet att direktdeponera ca 12 000 ton använt bränsle i enlighet med den gällande planeringen.

Om man i ett senare skede bestämmer sig för att uppabeta en del använt bränsle för att använda plutoniet för att starta ett snabbreaktorprogram kommer slutförvaret att behöva utökas så att även högaktivt och långlivat avfall från uppabetningen också kan tas om hand. Det gäller även för det högaktiva och långlivade avfall som kommer att komma från uppabetning av snabbreaktorbränsle. Med hänsyn till att detta avfall har andra karakteristika än använt bränsle (storlek, värmeutveckling...) kommer en del förändringar att behöva införas i den fysiska utformningen av förvaret, men de grundläggande principerna förblir desamma. Det högaktiva avfallet kan deponeras på liknande sätt som det använda bränslet, medan det långlivade avfallet, vilket har större volym, men inte avger värme kommer att kunna deponeras på samma sätt som övrigt långlivat avfall i SFL.

9.6 Ekonomi

Det är i dagsläget inte möjligt att göra en noggrann bedömning av de ekonomiska konsekvenserna av att införa snabba reaktorer. Alltför många parametrar är osäkra. Det gäller såväl den förväntade merkostnaden för snabba reaktorer, som bränslecykelkostnaden. Icke desto mindre redovisas i olika studier jämförelser mellan kostnaden för elproduktion i snabba reaktorer jämfört med i dagens lättvattenreaktorer. I de flesta studier blir kostnaden högre för snabba reaktorer, men resultatet är starkt beroende av merkostnaden för att bygga en snabbreaktor och av uranpriset. Uranpriset kommer i sin tur att vara beroende av balansen mellan urantillgång och utbyggnaden av kärnkraften i världen.

Inom OECD/NEA har nyligen en expertgrupp genomfört en jämförande studie av bränslecykel-delen av kostnaden för elproduktion för tre olika strategier, direktdeponering, MOX-användning i lättvattenreaktorer och återcykling i snabba reaktorer (OECD/NEA 2013). Med de antaganden som används i den studien blir det små skillnader mellan de tre strategierna. För ett reaktorsystem av svensk storlek (75 TWh/år) varierar den totala bränslecykelkostnaden mellan 6,7 och 7,6 USD/MWh (4,4–5,0 öre/kWh)¹⁶ vid 3 % diskonteringsränta. Direktdeponering är billigast och återcykling i snabba reaktorer dyrast. De största osäkerheterna är förknippade med kostnaderna för uran och uppabetning, samt för att bygga en snabbreaktor. För att få lika kostnader krävs till exempel i stort en fördubbling av natururanpriset eller att snabba reaktorer inte kostar mer än lättvattenreaktorer. Erfarenheter från nya reaktorbyggen under de senaste åren visar dessutom att kostnadsbedömningarna för nya reaktorer har stora osäkerheter.

¹⁶ Prisnivå 2010.

En indikation på de investeringskostnader som är förknippade med införandet av ett snabbreaktor-system ges också i den citerade studien. En 1 000 MW_e snabbreaktor antas kosta 36 miljarder kronor att jämföra med 30 miljarder kronor för en motsvarande lättvattenreaktor. Investeringskostnaden för en uppberedningsanläggning (700 tHM/år) och till den kopplad MOX-bränsletillverkning uppskattas till 80 miljarder kronor.

9.7 Summering och diskussion

I detta kapitel har olika konsekvenser av en framtida övergång till att använda snabba reaktorer i Sverige diskuterats. I diskussionen har man utgått ifrån att Sverige inte aktivt driver ett eget utvecklingsarbete för snabba reaktorer utan kommer att köpa från utländska leverantörer när erfarenheter har etablerats. Den tidigaste tidpunkten för detta har bedömts vara omkring 2060, vilket är tidigt i förhållande till när de första eventuella ersättningsreaktorerna för våra nuvarande reaktorer kan behöva ersättas under 2080-talet. Enligt nuvarande lagstiftning måste en ny reaktor ersätta en gammal som tagits ur drift. Tidpunkten 2060 används trots det för de analyser som görs i kapitlet.

Vid bibehållen kärnkraftproduktion på dagens nivå, 10 GW_e, kommer år 2060 ca 20 000 ton använt bränsle att ha tagits ur de svenska reaktorerna. Plutoniummängden i detta bränsle kommer att motsvara vad som behövs för att starta 13 snabba reaktorer. Nytt plutonium genereras även successivt i de reaktorer som är i drift efter 2060. I det använda exemplet startas två snabba reaktorer under 2060-talet och därefter två till per decennium. För att starta två snabba reaktorer krävs tillgång till plutoniet från de föregående 13 årens uttagna använda bränsle.

År 2060, när nya snabba reaktorer startas kommer det således att finnas ett överskott av plutonium i använt bränsle. Det är inte troligt att det finns en internationell efterfrågan på plutonium vid denna tidpunkt. Det är därför inte troligt att använt bränsle som tagits ut före 2040 kommer att uppberedas utan detta bränsle får tas om hand som avfall. Detta stämmer väl överens med den gällande planeringen att allt använt bränsle från det nuvarande svenska kärnkraftprogrammet ska direktdeponeras. Det finns således ingen anledning att mellanlagra bränslet för senare användning i snabba reaktorer.

Strategin för hantering av det använda bränslet bör därför vara att påbörja deponering i enlighet med gällande planer, samt att parallellt följa utvecklingsarbetet, som pågår i andra länder, beträffande snabba reaktorer. Den dag som snabba reaktorer bedöms tekniskt och ekonomiskt tillgängliga kan, om så önskas, en övergång ske till mellanlagring och sedermera uppberedning av använt bränsle för att frigöra plutonium till att starta snabba reaktorer. Eftersom det använda bränslet inte deponeras förrän ca 40 år efter att det tagits ur reaktorn, kommer det att vid beslutstidpunkten finnas mer använt bränsle tillgängligt än vad som kommer att behövas.

En alternativ användning av snabba reaktorer, som också diskuteras, är att förbränna plutonium för att minska mängden plutonium i ett slutförvar. De snabba reaktorerna drivs då som så kallade ”burners”. Dessa ger inte den avsevärda förbättring av utnyttjandet av uranråvaran, som en brider ger, och är således av mindre intresse ur hushållningssynpunkt, och har därför inte varit föremål för analys i denna rapport.

En alternativ strategi, som till exempel tillämpas i Frankrike, kan vara att redan nu uppbereda allt använt bränsle och återanvända det som MOX-bränsle i lättvattenreaktorer, varefter detta uppberedas för att frigöra plutonium till att starta snabba reaktorer. Som framgått av kapitel 8 ger även denna strategi upphov till bränsle som behöver direktdeponeras. Då endast en mindre mängd av plutoniet förbrukas i MOX-bränslet kommer det även med denna strategi att finnas ett överskott av plutonium. Utöver att vara kostsam ger denna strategi också en minskad flexibilitet i och med att den förutsätter att snabba reaktorer kommer att införas. Ifall så inte blir fallet får man som visats i kapitel 8 ett mera besvärligt avfall att hantera.

I andra sammanhang diskuteras även snabba reaktorer som konsumerar mera plutonium än de producerar. Syftet med dessa så kallade ”burners” är i första hand att förbränna plutonium och andra aktinider i en reaktor, det vill säga att det huvudsakliga syftet med dessa är att förenkla avfallshanteringen. De bygger på att allt bränsle uppberedas och att så mycket plutonium som möjligt återanvänds. Med sådana reaktorer skulle det långsiktiga ”plutoniumbehovet” öka, men de ger inte samma förbättring av utnyttjandet av uranråvaran.

10 Slutsatser

I denna rapport ges en översikt över det utvecklingsarbete som bedrivits för snabba reaktorer och pågående arbete och planer i olika länder. Utvecklingsarbetet gäller såväl tekniken för själva reaktorerna som för de därtill kopplade bränslecykelanläggningarna för upparbetning och bränsletillverkning.

Utifrån denna analys diskuteras vad det skulle innebära om snabba reaktorer i en framtid introduceras i det svenska kärnkraftssystemet och hur det skulle kunna påverka det pågående arbetet med hantering och slutförvaring av använt bränsle i Sverige.

Baserat på den givna redovisningen kan följande slutsatser dras:

1. Snabba reaktorer kommer knappast att finnas tillgängliga för användning i större skala i Sverige förrän tidigast under 2060-talet. Det råder dock stor osäkerhet om det är tillräcklig tid för nödvändigt utvecklingsarbete. Denna slutsats baseras på följande information:
 - Utvecklingen av snabba reaktorer har tagit betydligt längre tid än vad som ursprungligen planerades. Den var intensiv under 1960-, 70- och början av 80-talen och relativt stora snabba reaktorer byggdes i Frankrike, Japan, Tyskland, Storbritannien och Sovjetunionen. Därefter avstannade utvecklingen. Det berodde dels på den intensifierade diskussionen om riskerna för spridning av kärnvapenmaterial från de snabba reaktorernas bränslecykel, dels på kostnadsbilden för snabba reaktorer och fortsatt tillgång till billigt uran. Dessutom hade man tekniska och säkerhetsmässiga problem med de tidiga reaktorerna. Även om vissa länder, främst Sovjetunionen, Japan och Indien fortsatte utvecklingen, var det först i början av 2000-talet som intresset för snabba reaktorer åter ökade i flera länder.
 - Positiva erfarenheter finns från drift av tidiga snabba reaktorer, främst i Sovjetunionen. Idag planeras tester med stora snabba reaktorer i Ryssland, Indien, Frankrike och Kina. Även Japan hyser sådana planer men här är osäkerheterna större och kopplade till kärnkraftens framtid¹⁷. Också Korea har planer men de förhindras för närvarande av gällande bilaterala avtal med USA. Även om flera olika typer av snabba reaktorer studeras är huvuddelen av de planerade reaktorerna natriumkylda. I Ryssland planeras dessutom två mindre blykylda reaktorer och möjligheten att bygga en liten gaskyld reaktor diskuteras i Tjeckien/Slovakien/Ungern.
 - Omfattande tekniska utmaningar kvarstår för de snabba reaktorerna. Det gäller till exempel bränslet, reaktorhårdens utformning, materialval och utformning av mellankylkretsar och turbinsystem, samt vissa säkerhetsmässiga frågeställningar kring hur reaktorn uppför sig i samband med transienter, risken för positiv voidkoefficient och risken för natriumbränder. Utvecklingsarbeten behövs även för bränslecykeln, till exempel för upparbetningstekniken och bränsletillverkningen.
 - Utvecklingen vad gäller själva reaktorerna har kommit längst i Ryssland där bedömningen är att snabba reaktorer ska kunna introduceras i större skala med början omkring 2040. Motsvarande tidplan för Frankrike pekar snarare mot början omkring 2050. Detta är ca 50 år senare än bedömningen som gjordes under 1970-talet. För de länder som inte själva deltar i utvecklingsarbetet, till exempel Sverige torde snabba reaktorer kunna bli kommersiellt tillgängliga tidigast ytterligare något 10-tal år bort.
 - En förutsättning för dessa prognoser är att man kan visa på en god säkerhet och ekonomi och konkurrenskraft för snabba reaktorer. Ekonomin och konkurrenskraften är kopplad till det framtida uranpriset, och därmed också till balansen mellan nya urantillgångar och utbyggnadstakten för ny kärnkraft, samt till bygg- och driftkostnader för reaktorerna och deras bränslecykelanläggningar och reaktorernas drifttillgänglighet.

¹⁷ Efter Fukushima-olyckan.

2. För att starta snabba reaktorer behövs plutonium som finns i använt bränsle. Detta innebär att en del använt bränsle kommer att behöva upparbetas för att frigöra plutoniet. Även om snabba reaktorer införs i Sverige från 2060-talet kommer en stor del av det använda bränslet från dagens reaktorer att behöva direktdeponeras. Det finns därför inget behov av att mellanlagra bränsle för att spara plutonium för drift av framtida snabba reaktorer. Det räcker att besluta om upparbetning för det bränsle som ännu inte deponerats den dag då ett eventuellt beslut fattas om att bygga snabbreaktorer. Denna slutsats baseras på följande information:
- Snabba reaktorer är så kallade bridreaktorer, det vill säga de producerar mera plutonium än de konsumerar. Plutonium från andra reaktorer behöver därför endast tillföras för reaktorns första härd och de ersättningsladdningar som behövs innan reaktorns eget plutonium kan återföras, vilket bedöms ta 5–6 år.
 - För att starta och hålla igång en snabb reaktor på 1 000 MW_e krävs därför ca 16 ton plutonium, vilket finns i bränsle från 60–70 reaktorårs drift av lättvattenreaktorer, det vill säga 6–7 års drift av 10 reaktorer med en samlad effekt av 10 GW_e. Detta är storleken av dagens svenska reaktorpark.
 - Ett antagande att snabba reaktorer skulle kunna bli aktuella från 2060 är kopplat till att Sverige fortsatt använder kärnkraft för elproduktion på ungefär samma nivå som idag. Detta innebär att dagens reaktorer har ersatts med nya reaktorer av lättvattentyp i tidsperspektivet 2025–2045. Dessa kommer att ha en livslängd på minst 60 år, vilket innebär att de behöver börja ersättas först omkring 2085.
 - Antas trots det att snabba reaktorer införs från 2060 med en utbyggnadstakt av 2 reaktorer per decennium, kommer plutonium från de föregående 13 årens drift av 10 reaktorer att behöva användas. Plutonet i övrigt svenskt använt bränsle kommer inte att behövas. Det torde inte heller finnas någon marknad för försäljning. Använt bränsle kommer därför alltså att behöva direktdeponeras i enlighet med gällande planer.
 - När beslut fattas om att införa snabba reaktorer kommer bränsle från de senaste 30–40 årens drift att finnas kvar i mellanlager, det vill säga betydligt mer än vad som behövs för att starta de första reaktorerna. Ett beslut om snabba reaktorer kan därför kombineras med ett beslut om hur mycket av det kvarvarande bränslet som ska upparbetas.
3. Det gällande programmet för slutförvaring av använt bränsle i Kärnbränsleförvaret med planerad start av deponering 2029 påverkas inte av om snabba reaktorer införs eller ej. I ett senare skede kommer dock den detaljerade utformningen av slutförvaret att behöva anpassas till det nya avfall som erhålls från upparbetning. Slutförvaringen kan dock fortsatt baseras på samma principer. Denna slutsats baseras på följande information:
- Antas som beskrivits ovan snabba reaktorer introduceras i Sverige i en rimlig takt och med början 2060 kommer endast bränsle som genererats efter ca 2040 behöva upparbetas för att ge erforderligt plutonium. Allt bränsle som har genererats fram till 2040, ca 15 000 ton, kommer därför att behöva hanteras som avfall och direktdeponeras.
 - Detta är något mer än vad som gäller för det nu planerade Kärnbränsleförvaret. Planeringen av detta förvar påverkas därför inte av om snabba reaktorer kommer att införas.
 - Med ett fortsatt kärnkraftprogram kommer i vilket fall som helst slutförvaringskapaciteten att behöva ökas. Översiktliga bedömningar som gjorts visar att detta troligen kan ske i anslutning till det nu planerade förvaret. Alternativt kommer ett nytt förvar att behöva byggas.
 - Vid upparbetning av använt bränsle erhålls andra typer av avfall. Det är dels högaktivt avfall som idag förglasas, dels annat långlivat avfall, t ex kapslingsrester och processavfall. Dessa olika avfallstyper kommer liksom det använda bränslet att behöva slutförvaras på stort djup i ett geologiskt slutförvar. Kraven kommer att vara liknande dem som gäller för Kärnbränsleförvaret, men utformningen kommer att skilja i detaljerna. Det högaktiva avfallet har till exempel andra dimensioner, men innehåller i stort sett samma radionuklider som är av betydelse för värmeutveckling och långsiktig säkerhet.

4. Genom att genomföra det planerade programmet för slutförvaring av använt kärnbränsle bibehålls flexibilitet vad gäller framtida utveckling av nya reaktorer. I det fall snabba reaktorer kommer till användning räcker som nämnts ovan plutoniet i kvarvarande bränsle väl till. I det fall utvecklingen av snabba reaktorer inte sker som förväntats finns tekniken tillgänglig för direktdeponering.
5. En övergång till att redan nu upparbeta använt bränsle och återanvända plutonium och uran i MOX- och REPU-bränsle, på det sätt som görs idag i Frankrike, ger inga fördelar för svenska förhållanden. Det skulle dock innebära avsevärda kostnader. Användning av MOX-bränsle har enbart relevans som ett led i utvecklingsarbetet för snabba reaktorer. Sverige planerar inte att delta i något sådant utvecklingsarbete.

Övergripande slutsats

Utvecklingen av snabba reaktorer är av stort intresse då det ger möjlighet att utnyttja energiinnehållet i uranråvara avsevärt mycket bättre än vad som görs i dagens reaktorer. Omfattande utvecklingsarbeten pågår i några länder. Osäkerheten är dock alltför stor om och när snabba reaktorer kan finnas kommersiellt tillgängliga. Det är starkt beroende av om det fortsatta utvecklingsarbetet leder till reaktorer och därtill hörande bränslecykel som uppfyller högt ställda krav på säkerhet och som dessutom är ekonomiskt bärkraftiga. Potentialen finns men återstår att visas praktiskt. Tidplanerna för pågående utvecklingsarbete innebär att sådana snabba reaktorer inte förväntas kunna finnas tillgängliga för användas i större skala förrän efter år 2050.

En möjlig framtida användning av snabba reaktorer i Sverige påverkar inte planerna för slutförvaring av använt bränsle i Kärnbränsleförvaret. Med de skisserade tidplanerna kommer ett omfattande överskott av plutonium i använt bränsle att uppstå. Detta använda bränsle kommer därför att behöva slutförvaras. Omfattningen är något större än vad som planeras idag. Genom att gå vidare med Kärnbränsleförvaret enligt gällande planer bibehålls flexibiliteten för framtiden. En teknik för deponering av använt bränsle som avfall demonstreras, samtidigt som möjligheten att senare gå över till snabba reaktorer finns kvar.

Referenser

Publikationer utgivna av SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB) kan hämtas på www.skb.se/publikationer.

Blomgren J (red), Karlsson F, Pomp S, Ancheim E, Ekberg C, Fermvik A, Skarnemark G, Wallenius J, Zakova J, Grenthe I, Szabó Z, 2010. Partitioning and transmutation. Current developments – 2010. A report from the Swedish reference group for P&T-research. SKB TR-10-35, Svensk Kärnbränslehantering AB.

CEA, 2012a. Rapport sur la gestion durable des matières nucléaires. Tomes 1–5. Gif-sur-Yvette: Direction de l'énergie nucléaire.

CEA, 2012b. Rapport sur la gestion durable des matières nucléaires. Tome 5. Synthèse et recommandations. Gif-sur-Yvette : Direction de l'énergie nucléaire.

Chiguer M, 2011. Present status and trends in MOX fuel. Presentation at IAEA Technical meeting on MOX Fuel and MOX Spent Fuel Management, Vienna, 21–24 February 2011.

Cochran T B, Feiveson H A, Patterson W, Pshakin G, Ramana M V, Schneider M, Suzuki T, von Hippel F, 2010. Fast breeder reactor programs: history and status. Research Report 8, International Panel on Fissile Materials.

DECC, 2011. Management of the UK's plutonium stocks: a consultation response on the long-term management of UK-owned separated civil plutonium. URN 11D/819, Department of Energy and Climate Change, London.

Devictor N, 2013. R&D challenges for SFR design and safety analysis – opportunities for international cooperations. Presentation at International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR 13), Paris, 4–7 March 2013.

EC, 2007. The sustainable nuclear energy technology platform: a vision report. EUR 22842, European Commission.

GIF, 2009. GIF R&D outlook for generation IV nuclear energy systems. Gen IV International Forum, 21 August 2009.

IAEA, 2003. Status and advances in MOX fuel technology. IAEA Technical Report Series 415, International Atomic Energy Agency, Wien.

IAEA, 2009. Fast reactors and related fuel cycles – challenges and opportunities (FR 09). Proceedings of an International conference, Kyoto, 7–11 December 2009. STI/PUB/1444, International Atomic Energy Agency, Wien.

IAEA, 2011a. Status of developments in the back end of the fast reactor fuel cycle. IAEA Nuclear Energy Series NF-T-4.2, International Atomic Energy Agency, Wien.

IAEA, 2011b. Impact of high burnup uranium oxide and mixed uranium-plutonium oxide water reactor fuel on spent fuel management. IAEA Nuclear Energy Series NF-T-3.8, International Atomic Energy Agency, Wien.

IAEA, 2012a. Status of fast reactor research and technology development. IAEA-TECDOC-1691, International Atomic Energy Agency, Wien.

IAEA, 2012b. Structural materials for liquid metal cooled fast reactor fuels assemblies – operational behaviour. IAEA Nuclear Energy Series NF-T-4.3, International Atomic Energy Agency, Wien.

Kostin V, 2007. Main ways to improve technical and economic characteristics of nuclear power plants with fast sodium-cooled reactors. I Proceedings of the 2nd International Conference on the Development of the Nuclear Power Industry Based on Closed Fuel Cycle with Fast Reactors, Moscow, 28–29 November 2007.

NERAC, 2002. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems. GIF-002-00, U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum.

OECD/NEA, 2006. Advanced nuclear fuel cycles and radioactive waste management. Paris: OECD/NEA.

- OECD/NEA, 2013.** The economics of the back end of the nuclear fuel cycle. Paris: OECD/NEA. (In press.)
- SKB, 2010.** Plan 2010. Kostnader från och med år 2012 för kärnkraftens radioaktiva restprodukter. Underlag för avgifter och säkerheter åren 2012–2014. Svensk Kärnbränslehantering AB.
- SKBF, 1982.** Plutoniumanvändning i svenska reaktorer. Svensk Kärnbränsleförsörjning AB.
- SNETP, 2010.** Deployment strategy. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform.
- SNETP, 2013.** Strategic research and innovation agenda. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform.
- Sowder A, 2009.** Program on technology innovation: readiness of existing and new U.S. reactors for mixed-oxide (MOX) fuel. EPRI 1018896, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA.
- Vasudeva Rao P R, Chellapandi P, Srinivasan G, Rajan K K, Natarajan R, Kumar P V, Jayakumar T, 2013.** A perspective on the Indian programme on fast reactors and associated fuel cycles. Presentation at International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR 13), Paris, 4–7 March 2013.
- WNA, 2013.** Mixed oxide (MOX) fuel. Information compiled by World Nuclear Association. Tillgänglig: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Mixed-Oxide-Fuel-MOX/>
- Xu Mi, 2012.** Fast reactor development for a sustainable nuclear energy supply in China. Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles – Challenges and Opportunities (FR 09), Kyoto, Japan, 7–11 December 2009. STI/PUB/1444, International Atomic Energy Agency, Wien.