

Bakgrund utges av analysgruppen vid
Kärnkraftsäkerhet och Utbildning AB (KSU)
Box 1039, 611 29 NYKÖPING
Telefon 0155-26 35 00, Telefax 0155-26 30 74



Nr 3, augusti 1996

Sekretariat/distribution:
Analysgruppen, Box 80, 186 22 VALLENTUNA
Telefon 08-511 802 90, Telefax 08-511 798 73
E-post: analys@apec.se

Reaktorsäkerhet i Sverige och närområdet

Av Lennart Hammar *

I debatten om kärnkraften i Sverige spelar det av naturliga skäl stor roll vilken syn man har på de svenska reaktorernas säkerhet i jämförelse med reaktorer i omvärlden, särskilt i Sveriges grannskap.

Eftersom en kärnkraftolycka kan ha gränsöverskridande konsekvenser måste bland annat frågan ställas om säkerheten i Sverige och i omvärlden gagnas bäst av om reaktorer stängs i Sverige eller till exempel i det forna Sovjetunionen.

En annan fråga är vad det kan betyda om svensk kärnkraftsäkerhet fortsättningsvis skulle kunna tjäna som förebild för den internationella kärnsäkerhetsutvecklingen på det sätt som hittills visat sig möjligt.

* Analysgruppen vid KSU, som har till uppgift att redovisa fakta om bl a reaktorsäkerhet, har bett Lennart Hammar att belysa de två frågeställningarna i ingressen. Lennart Hammar var till 1995 generaldirektörens ställföreträdare vid SKI och chef för dess avdelning för tillsyn av reaktorsäkerhet.

Att värdera reaktorsäkerhet

Erfarenheterna från driften av reaktorer i Sverige och i många andra industriländer, tillsammans med säkerhetsanalyser som gjorts, talar för att säkerheten i praktiken kan vara mycket hög.

Även vid det svåra hårdhaveri som inträffade 1979 i USA vid reaktorn TMI-2 förhindrade reaktorns solida inneslutning att människor och miljö skadades.

Olyckan år 1986 i Sovjetunionen, i Tjernobyli, visade å andra sidan vilka svåra

konsekvenser brister i säkerheten i värsta fall kan få. Reaktorsäkerhet värderas därför med utgångspunkten att *allvarliga olyckor överhuvudtaget inte får ske*.

Detta går långt utöver säkerhetskrav som man ställer i många sammanhang, där säkerheten inte är bättre än att den kan mätas med olycksstatistik men ändå accepteras i samhället, t.ex. när det gäller säkerhet i trafiken. Liknande krav som på reaktorsäkerhet ställs t ex på dammsäkerhet.

Att olyckor i kärnkraftverk med allvarliga konsekvenser för människor och miljö inte har inträffat i västvärlden under hittills ca 6000 reaktordriftår är inte tillräckligt för att statistiskt värdera reaktorsäkerhet med de höga krav som ställs.

Värderingen måste i stället grundas på:

- hur *de grundläggande förutsättningarna* för säkerheten vid anläggningarna är uppfyllda och
- *säkerhetsanalys*, med användning av all tillgänglig driftserfarenhet.

Förutsättningar för säkerhet

Förutsättningarna för säkerheten speglas väl i en inom IAEA internationellt antagen säkerhetskonvention [1], baserad på internationellt vedertagna principer för säkerhet vid kärnkraftanläggningar [2,3].

Det handlar huvudsakligen dels om *säkerhetskultur*, som kan sägas vara den förståelse och det engagemang hos berörda organisationer och individer som behövs för att några som helst säkerhetsprinciper skall kunna realiseras i praktiken [4], och dels om en grundstrategi för säkerheten enligt den s.k. *djupförsvarsprincipen* [2,3]. Se faktarutan nedan.

Djupförsvarsprincipen

Säkerheten skall bygga på djupförsvar i flera led av de i anläggningen inbyggda, flerfaldiga barriärer som innesluter radioaktiviteten: innerst bränslets egen inneslutande förmåga och dess kapsling, därefter primärsystemets tryckbärande skal och ytterst reaktorinneslutningen.

Försvarsleden skall bestå

- *i första ledet* av kvaliteten i anläggningen, dess drift och underhåll, för att förebygga driftstörningar som kan hota säkerheten;
- *i andra ledet* av säkerhetssystem och förberedda åtgärder för att motverka att driftstörningar, som trots allt kan inträffa, leder till olyckor;
- *ytterst* av konsekvenslindrande system och förberedda åtgärder som kan sättas in om säkerhetssystemen dessutom inte skulle fungera.

Reaktorsäkerhet värderas många gånger bara från rent tekniska utgångspunkter, t.ex. om

det finns tillräckligt antal säkerhetssystem med tillräcklig kapacitet, om det finns inneslutning etc.

Andra förutsättningar har dock stor betydelse. Om ansvarsfrågorna inte är klarlagda, om säkerhetsfrågorna inte ständigt hålls levande eller om det brister i vad säkerhetsmyndigheten gör eller kan göra, försämras säkerheten.

I det följande kommenteras förutsättningarna för säkerheten vad gäller:

- *Anläggningarnas tekniska kvalitet*
 - med de krav som ställs på konstruktion, uppbyggnad, och underhållsskick
- *Verksamhetskvalitet och säkerhetsarbete*
 - med de krav som ställs på tydliga ansvarsförhållanden, att ständigt vaka över och förbättra säkerheten samt att lära av erfarenhet
- *Lagstiftning och myndighetstillsyn*
 - med de krav som ställs på myndighetens resurser, kompetens, oberoende och befogenheter

Säkerhetsanalys

För att vara trovärdig måste säkerheten verifieras genom säkerhetsanalys, inte bara en gång utan återkommande med tanke på den utveckling som sker.

Säkerhetsanalys ger också vägledning för att välja lösningar som ger önskad säkerhet till rimlig kostnad. Det finns olika slag av säkerhetsanalys:

- *Deterministisk säkerhetsanalys*, dvs inventering av alla slags "inledande händelser" som kan tänkas drabba anläggningen (som t ex rörbrott, elavbrott) och beräkningar som visar om anläggningen – och operatörerna – med tillräckliga säkerhetsmarginaler klarar förlopp som sådana händelser kan utlösa.
 - Viktiga faktorer är kvaliteten hos anläggningen och dess komponenter, dess drift och underhåll, driftsinstruktionerna och driftspersonalens kompetens och utbildning;
- *Probabilistisk säkerhetsanalys (PSA)*, dvs systematisk kartläggning av alla tänkbara haveriförlopp som de möjliga "inledande händelserna" kan leda till, med hänsyn tagen till olika fel som kan uppstå i säkerhetssystemen och fel som operatörer kan göra;
- *MTO-analys (MTO: Människa-Teknik-Organisation)*, dvs analys av människans och arbetsorganisationens betydelse för anläggningens säkerhet;

PSA-metoden, som fick sitt genombrott i USA [5] är en viktig komplettering av den deterministiska analysen. Den blev praktiskt användbar genom den nya datortekniken och är nu ett oundgängligt verktyg i säkerhetsarbetet.

Värdet ligger framför allt i att metoden gör det möjligt att i det löpande säkerhetsarbetet identifiera och dessutom rangordna olika risker i en anläggning så att säkerheten kan förbättras på ett systematiskt sätt.

Eftersom PSA till väsentlig del bygger på statistik på komponentfel och händelser från anläggningar i drift förbättras underlaget ständigt med växande driftserfarenhet.

PSA-metoden har dock sina begränsningar, vilket är viktigt att tänka på särskilt när den ibland också används för att beräkna sannolikheten för allvarliga reaktorolyckor.

Den är för det första fortfarande på olika håll i olika stadier av utveckling, bl.a. när det gäller fullständigheten och detaljeringsgraden.

PSA kan för det andra i huvudsak bara belysa den tekniska sidan av säkerheten. Hänsyn måste också tas till de för säkerheten så betydelsefulla MTO-frågorna och till säkerhetskulturen, som bara indirekt speglas i felstatistik mm, som PSA bygger på.

Detta gör bl.a. att PSA-resultaten måste användas med försiktighet för att rangordna olika slags reaktorer med hänsyn till säkerhet. Det är viktigt att ha detta klart för sig då man t.ex. tar del av jämförelser mellan reaktorsäkerhet i Sverige och utlandet.

Medan PSA-resultaten alltså inte reservationslöst kan användas som mått på säkerheten är de å andra sidan särskilt värdefulla när det gäller att sätta mål för säkerhetsarbetet och se till att de nås.

Säkerhetsvärdering av äldre reaktorer

En alltmera aktuell fråga är vilka krav som behöver ställas på modernisering av äldre reaktorer med hänsyn till att normer och säkerhetskrav har förändrats med tiden.

Rekommendationer för hur frågan bör hanteras har nyligen utarbetats av en internationell arbetsgrupp vid IAEA [6]: Först gäller det att med ny kunskap och modern säkerhetsanalys säkerställa att i varje fall de ursprungligen ställda säkerhetskraven för drifttillståndet verkligen är uppfyllda.

Nästa steg är att identifiera och analysera de avvikelser som kan finnas i anläggningens konstruktion jämfört med moderna, etablerade konstruktionsprinciper.

Behovet av åtgärder - och angelägenhetsgraden - avgörs slutligen av vilken betydelse avvikelserna har för säkerheten. För detta används probabilistisk säkerhetsanalys (PSA).

Det visar sig då i praktiken ofta att säkerheten - även om det förekommer avvikelser från moderna konstruktionsprinciper - mycket väl kan vara tillgodosedd på andra sätt.

Reaktorer i Sverige och det närmaste grannskapet

I denna Bakgrund berörs kärnkraftreaktorerna i Sverige, Finland, Litauen och de närmast Sverige belägna reaktorerna i Ryssland och Tyskland.



Dessa reaktorer är i huvudsak av tre slag nämligen:

Kokvattenreaktorer (BWR, Boiling Water Reactor) [7]

Tryckvattenreaktorer (PWR, Pressurized Water Reactor [8] samt VVER, den ryskkonstruerade motsvarigheten)

Kanalkokarreaktorer (RBMK)

[VVER](#) och [RBMK](#) beskrivs närmare längre fram

Uppgifterna om reaktorerna i Sveriges grannländer kommer delvis från kärnsäkerhetsforskning i nordiskt samarbete [9].

De bygger även på insyn i anslutning till det svenska deltagandet i det internationella reaktorsäkerhetsarbetet i öst, främst vid Ignalinaverket i Litauen [10].

I **Sverige** finns fyra kärnkraftverk med sammanlagt 12 reaktorer, varav 9 är BWR

levererade av ABB Atom och 3 PWR levererade av amerikanska Westinghouse. Effekten varierar från 465 MWe för den äldsta och minsta i Oskarshamn till 1200 MWe för de modernaste kokvattenreaktorerna i Forsmark och Oskarshamn [11].

I **Sosnovy Bor** i närheten av St Petersburg ligger Leningradverket med fyra RBMK kanalkokareaktorer av samma typ som den havererade i Tjernobyl. Två av dessa är av samma äldre generation som reaktorerna i Tjernobyl medan två tillhör en senare generation.

I **Ignalina** i Litauen finns två RBMK-reaktorer som tillhör den tredje, modernaste generationen med mycket hög märkeffekt (1500 MWe per enhet). De körs dock, med anledning av Tjernobylolyckan, vid reducerad effekt, 1200 MWe.

I **Kola**, Ryssland, nära gränsen till Finland och Norge, finns ett kärnkraftverk med fyra reaktorer av typen VVER-440 (440 MWe).

Två är av äldre typ, VVER-440/230, medan två tillhör en senare generation, VVER-440/213.

VVER-reaktorerna har i vissa delar betydande likheter med tryckvattenreaktorerna (PWR) i väst.

I **Finland** norr om Åbo finns två kokvattenreaktorer i Olkiluoto, TVO 1 och TVO 2, på vardera 710 MWe. De har levererats av ABB Atom och liknar mycket de svenska reaktorerna Forsmark 1 och Forsmark 2.

I **Lovisa** öster om Helsingfors finns två ryskkonstruerade tryckvattenreaktorer av typen VVER-440/213, dvs samma grundtyp som de modernare reaktorerna i Kola. De är vardera på 445 MWe och har levererats av Atomenergoexport och särskilt anpassats för att fullt ut motsvara västerländska säkerhetskrav.

I norra **Tyskland** finns fyra kärnkraftverk med vardera en reaktor. Stade (672 MWe) och Brokdorf (1326 MWe) är tryckvattenreaktorer (PWR) byggda av Kraftwerkunion medan Brunsbüttel (806 MWe) och Krümmel (1316 MWe) är kokvattenreaktorer (BWR) levererade av AEG.

Reaktortyper

De aktuella reaktorerna är kokvattenreaktorer (BWR) och tryckvattenreaktorer (PWR) av västerländsk typ samt ryskkonstruerade tryckvattenreaktorer (VVER) och kanalkokareaktorer (RBMK).

I kokvattenreaktorer (BWR) och tryckvattenreaktorer (PWR och VVER) utgörs reaktorhärden av bränsleelement nedsänkta i vatten. Vattnet fyller två funktioner: som "moderator" (behövs för den energialstrande kedjereaktionen)

och som kylmedel. Hela härden finns i den trycksatta reaktortanken.

I kokvattenreaktorerna får vattnet koka och ångan som bildas driver turbinerna. I tryckvattenreaktorerna är trycket högre så att vattnet upphettas utan att koka. Den ånga som krävs för att driva turbinerna alstras i stället i särskilda värmeväxlare utanför reaktorn ("ånggeneratorerna").

I kanalkokareaktorn ([RBMK](#)) är moderatoren av grafit. Bränsleelementen sitter i ett stort antal trycksatta kanaler genom härden. Dessa genomströmmas av vatten som börjar koka när det tar upp värme från bränslet. Ångan, som avskiljs i ångseparatorer, driver turbinerna.

Reaktorsäkerhet i Sverige i jämförelse med omvärlden

Jämförelser som man kan göra kompliceras av att det ständigt pågår en utveckling. Exempelvis tillkom i Sverige flera nya reaktorgenerationer under utbyggnaden av kärnkraften fram till 1985 vartill kommer moderniseringar och säkerhetsförbättringar av de äldre reaktorerna som skett genom åren.

I det följande kommenteras läget i anslutning till de väsentliga huvudfrågorna om reaktorsäkerhet.

Kommentarer som särskilt gäller förhållandena i öst (Ryssland och Litauen) jämfört med väst har kursiverats.

Teknisk kvalitet

Säkerhetskrav och regelverk

Reaktorsäkerhetsutvecklingen i Sverige har i stort sett varit representativ för den utveckling som har skett i västvärlden.

Till detta har bidragit att engagemanget från svensk sida i det internationella samarbetet har varit stort. Motsvarande gäller för Finland och Tyskland.

De regler för reaktorsäkerhet, de s.k. General Design Criteria, som sedan 1967 utfärdas av den amerikanska säkerhetsmyndigheten, Nuclear Regulatory Commission (NRC), och har varit vägledande internationellt, har varit vägledande också i Sverige.

Till problemen med säkerheten hos reaktorerna i det forna Sovjetunionen hör att traditionen där har varit en annan och en annan säkerhetspraxis har utvecklats, i stor utsträckning isolerat från den utveckling som skett i väst.

Reaktorernas allmänna säkerhetsegenskaper

Till de grundläggande reaktorsäkerhetskraven hör egenskaper som stabilitet, robusthet och säkerhetsmarginaler, som minskar beroendet av säkerhetssystem och operatörsberedskap för att återföra reaktor till säkert läge vid störningar.

Det är också just denna typ av säkerhetsegenskaper, bland annat s.k. "passiv" eller "inherent säkerhet", som kännetecknar dagens avancerade reaktorkonstruktioner.

Som främsta säkerhetskrav i väst gäller att reaktor har sådana självreglerande egenskaper att det är uteslutet att den energialstrande kedjereaktionen kan skena iväg, även om reaktorns avstängningssystem inte skulle fungera.

Reaktorerna i väst är konstruerade så, att kedjereaktionen, och därmed reaktoreffekten, dämpas om mängden kylvatten i reaktorhärden minskar genom kraftigare kokning än normalt.

Denna självstabiliserande egenskap saknades hos Tjernobyreaktorn. Tvärtom hade denna egenskapen att reaktoreffekten ökade vid minskad mängd kylvatten i härden.

Olyckan orsakades av att man vid ett funktionsprov vid låg effekt fick minskat tillflöde av kylvatten, så att avkokningen ökade.

Den effektrusning som blev följden försökte operatörerna parera genom att utlösa "snabbstopp", dvs släppa ner de utdragna styrstavarna i härden.

Men för att kunna genomföra funktionsprovet hade dessa dragits ut längre än vad säkerhetsföreskrifterna tillät.

Genom att styrstavarna hade en grafitplugg i nedre ändan kom denna i början av inskjutningen att tränga undan ännu mer vatten från härdregionen, vilket utlöste den stora explosionen.

Olyckan vållades alltså genom en kombination av att reaktorkonstruktionen var instabil, att styrstavskonstruktionen var olycklig och att säkerhetsföreskrifter åsidosattes. Bakom låg ytterst en dålig säkerhetskultur.

Med de åtgärder som vidtagits har säkerheten mot detta slags olyckor i RBMK-reaktorerna förbättrats avsevärt.

Stabilitetsegenskaperna är dock fortfarande inte helt tillfredsställande.

Tryckvattenreaktorerna av typen VVER har ungefär samma stabilitetsegenskaper som t.ex. de svenska tryckvattenreaktorerna.

Stora vattenvolymer i reaktorsystemen och hög säkerhet mot stora rörbrott är viktiga säkerhetsegenskaper, som också ger operatörerna mera tid för att vid driftstörningar och haverier kunna föra reaktor till säkert läge.

De aktuella ryskbyggda reaktorerna har en säkerhetsfördel genom att de i förhållande till reaktoreffekten innehåller stora mängder vatten i kylsystemen.

Den stora grafitmoderatorn (1.700 ton) i RBMK-reaktorerna bidrar till systemets förmåga att ta upp härdens resteffekt efter ett reaktorstopp innan den överhettas.

Värmekapaciteten i systemet räcker här för att lagra reaktorbränslets resteffekt under 1-2 timmar utan att det överhettas.

De ryskbyggda reaktorerna är dessutom konstruerade med väl tilltagna marginaler och låg effekttäthet i härd och bränsle.

Detta kan bl.a. kompensera för att experiment och provningar troligen inte har gjorts i

den utsträckning som är vanlig i väst för att verifiera konstruktionerna.

Till reaktorernas säkerhetsegenskaper hör även hur olika slags degradering av vitala komponenter har kunna undvikas i konstruktionen och hur möjligheterna att hålla oundviklig degradering under kontroll har tagits tillvara.

Sprickning i primärsystemens olika komponenter, orsakad av spänningskorrosion eller utmattnings, och försprödning av reaktortankarna genom strålningen från reaktorhärden, är problem som man normalt måste räkna med i större eller mindre grad.

Noggrann övervakning, tillståndskontroll och underhåll av anläggningarna är därför av stor betydelse för säkerheten. Den betydande utveckling som har skett inom provningstekniken under senare år ger här mycket goda förutsättningar.

I de ryskkonstruerade reaktorerna av VVER-typ är reaktortanken mera utsatt för strålningen från härden än vid de svenska reaktorerna genom att avståndet mellan härden och tankväggen är relativt litet.

Strålningspåverkan leder till att tankmaterialet så småningom förlorar sin seghet. Segheten kan återställas genom glödning av reaktortanken, en omfattande operation som för VVER-reaktorerna har visat sig nödvändig någon gång under deras livstid.

I de finska VVER-reaktorerna i Lovisa har man sett till att minska strålningspåverkan av tankmaterialet genom att inte placera bränsle i härdens mest perifera positioner.

I RBMK-reaktorerna har de tryckbärande bränslekanalerna begränsad livstid som kräver att de hålls under särskild uppsikt och att de byts efter 15-20 års drift. Förbättrad oförstörande kontroll av tryckrörens tillstånd har varit en viktig del av tekniköverföringen i biståndsarbetet från väst. Ett utbyte tar här, genom det stora antalet bränslekanaler (1.700 stycken), ett helt år att genomföra.

Säkerhetssystem

I andra ledet i djupförvarssystemet står säkerhetssystemen som har till uppgift att föra reaktorn till säkert läge vid störningar.

Viktiga säkerhetsfunktioner, som reaktoravstängning, aktiveras av reaktorns automatiska skyddssystem. Den s k 30-minutersregeln, en grundläggande svensk konstruktionsregel, säger att alla ingrepp som behövs inom kortare tid än 30 minuter skall vara automatiserade.

Som redan nämnts har de ryskbyggda reaktorerna egenskaper som gör att förloppen vid driftstörningar i många fall blir relativt långsamma, så att operatörerna ges god tid.

Förutsättningen är dock att reaktoravstängningen fungerar tillförlitligt och behovet att förbättra denna har diskuterats i det svenska biståndsarbetet i Ignalina.

30-minutersregeln finns inte för de ryskbyggda reaktorerna.

Utformningen och dimensioneringen av säkerhetssystemen har för västerländska lättvattenreaktorer utgått från antaganden om konstruktionsstyrande haverier, dvs från vad som i värsta fall kan krävas för att skydda barriärerna i djupförvarssystemet.

Exempelvis har nödkylningssystemen och reaktorinneslutningen konstruerats för att klara de stora kylvattenförlusterna vid "giljotinbrott" med helt frilagda rörändar i de grövsta förekommande rörledningarna i reaktorns primärsystem. För att dessutom fylla

höga krav på tillförlitlighet konstruerades säkerhetssystemen också för att uppfylla det s.k. enkelfelskriteriet. Detta kräver att en påkallad säkerhetsfunktion alltid erhålls även om vilken komponent som helst i de berörda systemen skulle fel.

Också i den säkerhetspraxis som har funnits i det forna Sovjetunionen ställdes säkerhetskraven med utgångspunkter i antagna konstruktionsstyrande haverier och enkelfelskriteriet.

Däremot har "värsta fall" inte alltid varit konstruktionsstyrande för säkerhetssystemen i de tidigare reaktorgenerationerna.

I de två äldre VVER-reaktorerna i Kola, liksom de två äldre RBMK-reaktorerna i Leningrad, har nödkylsystemen sålunda inte kapacitet att klara brott på de grövsta förekommande rörledningarna. Detta är dock fallet för de nyare reaktorerna i Kola, Leningrad och Ignalina.

En viktig förbättring av säkerhetssystemen i modernare reaktorer gäller den rums- och funktionsmässiga separationen av systemen och deras komponenter, för skydd mot bl.a. brand och översvämningar. De modernaste svenska reaktorerna har mycket strikt genomförd separation av alla säkerhetssystemen och deras olika försörjningar.

Säkerheten hos de modernare reaktorerna bygger vidare i allmänhet mera än hos de äldre på redundans, dvs "dubbleringar" i säkerhetssystemen.

För varje behov finns i de modernare reaktorerna typiskt fyra säkerhetsstråk som vart och ett klarar 50% av behovet, medan de äldre i stället har två som vart och ett klarar hela behovet.

Denna skillnad har dock inte någon avgörande betydelse för säkerheten annat än genom förbättrade möjligheter att prova och underhålla säkerhetssystemen under drift i de modernare reaktorerna.

I Sverige har fortsatt utveckling inom varje reaktorgeneration, med delvis omfattande uppgraderingar och moderniseringar av de äldre reaktorerna, resulterat i att dessa - som framgår av säkerhetsanalys med PSA - uppfyller säkerhetsmålen väl i nivå med de modernare reaktorerna.

Möjligheterna är naturligtvis begränsade vad gäller t.ex. att införa redundans i de äldre reaktorerna i samma omfattning som de modernare har. Detta uppvägs dock i regel av att säkerhetssystemen i de äldre reaktorerna i stället är väl uppbackade av andra typer av system eller komponenter, s.k. diversifiering.

Ett exempel är den s.k. nödkondensorn i Oskarshamn 1 som kompletterar kylkedjorna till havet och på det sättet ökar säkerheten för att reaktor skall kunna nödkylas. ABB Atoms konstruktion av reaktoravställningssystemet i sina kokvattenreaktorer, med bl.a. dubbelt och diversifierat system för styrstavsinskjutningen, var länge långt före sin tid.

En liknande utveckling, från generation till generation av reaktorer, har skett i det forna Sovjetunionen. Den har dock inte, vad gäller de reaktorer som finns i Kola, Leningrad och Ignalina, nått lika långt som i Sverige.

Behovet att modernisera de äldre reaktorerna har bl a av ekonomiska skäl varit dåligt tillgodosett.

De primära säkerhetssystemen i de ryskkonstruerade reaktorerna visar prov på t.o.m. sexfaldig redundans i säkerhetssystemen, t.ex. vad gäller dieselaggregat och

nödkylpumpar.

Separationen av de redundanta komponenterna (se ovan), för att förhindra samtidig utslagning vid brand och översvämning, är dock bristfällig.

De säkerhetsstudier som t.ex. gjorts av Ignalinaverkets reaktorer visar också att redundansen kan vara betydligt sämre i de servicesystem som krävs för att säkerhetssystemen skall fungera.

Till de mest angelägna säkerhetsåtgärderna, särskilt i de äldre reaktorerna, hör att förbättra separationen av säkerhetssystemen, med hänsyn till riskerna för brand och översvämning.

Brandskyddet behöver också förbättras vilket bl.a. framgår av att flera allvarliga bränder har inträffat.

Reaktorinneslutning

Till reaktorernas djupförsvarsystem hör i Sverige, liksom med få undantag i den övriga västvärlden, en solid och tät inneslutning av reaktorn och dess primärsystem, dimensionerad för att klara brott i primärsystemets grövsta rörledningar.

De äldre, ryskbyggda reaktorerna har inte inneslutning i egentlig mening och inbyggnaden håller därför bara tätt vid brott i relativt klena rörledningar.

De modernare reaktorerna har förbättrad inneslutningssäkerhet som, vad gäller VVER-typen, närmar sig västerländsk standard. De är försedda med tryckavlastningssystem som förhindrar att ett eventuellt rörbrott leder till övertryckning av reaktorinbyggnaden och större utsläpp till omgivningen. Konstruktionsförutsättning är brott i grövsta rörledning.

Skyddet mot inneslutningsläckage vid RBMK-reaktorerna är mindre fullständigt genom att vissa utrymmen är tryckavsäkrade med blåsluckor eller säkerhetsventiler som kan öppna till omgivningen.

I reaktorerna av RBMK-typ är vidare tryckavsäkringen av utrymmet kring den voluminösa reaktorhärden ett särskilt problem. Tryckavsäkringen var ursprungligen dimensionerad för brott i endast en av de ca 1.700 trycksatta bränslekanaler som löper genom härden.

Följderna av en övertryckning av härdutrymmet genom brott på en bränslekanal kan i värsta fall bli katastrofala, genom att skador som då uppstår kan initiera ytterligare kanalbrott. Trycket kan då bli så högt att det lyfter det biologiska skyddet ovanför reaktortanken på liknande sätt som vid olyckan i Tjernobyl. Denna säkerhetsfråga vid RBMK-reaktorerna har prioriterats mycket högt i de säkerhetsförbättringsprogram som pågår.

Genom ombyggnader som har gjorts på senare tid uppges tryckavlastningen av RBMK- reaktorernas härdutrymmen för dagen klara upp till fyra simultana kanalbrott, även vid de äldre reaktorerna.

Det har dock ifrågasatts om kapaciteten hos den äldre typ av tryckavlastningssystem som finns vid reaktorerna av de tidigare generationerna verkligen är tillräcklig.

Meningen är att öka avlastningskapaciteten till att kunna klara 10 simultana brott.

Utsläppsskyddet vid svåra haverier

Olyckan i TMI-2 visade på vikten av en tillförlitlig och tät reaktorinneslutning.

Den ledde i Sverige till en noggrann översyn av reaktorinneslutningarna och till att dessa kompletterades med ytterligare anordningar för att säkerställa inneslutningsfunktionen även vid de svåraste reaktorolyckor som rimligen är tänkbara.

Kravet var att utsläpp av radioaktivitet under sådana förhållanden skulle begränsas så att större landområden inte behöver evakueras och akuta dödsfall i strålsjuka inte inträffar.

Systemen installerades 1985 vid de två reaktorerna i Barsebäck och 1988 vid övriga reaktorer.

De bestod i förstärkningar av inneslutningsbyggnaden, kompletteringar av kylvattenförsörjningen till inneslutningen i haverisituationer och system för filtrerad och kontrollerad tryckavlastning till omgivningen.

Liknande åtgärder har senare vidtagits i flera andra länder, t.ex. Frankrike, Schweiz, Holland, Tyskland och Finland.

På andra håll, t.ex. i England, USA och Japan, har dock inte detta slags åtgärder prioriterats i säkerhetsarbetet.

Vilken skyddsverkan de nämnda, delvis bristfälliga inneslutningsanordningarna vid de ryskbyggda reaktorerna möjligen kan ha mot svåra reaktorhaverier har såvitt bekant inte utretts.

För RBMK-reaktorerna och de äldre VVER reaktorerna kan skyddsverkan dock inte antas vara mer än marginell.

Säkerhetsmål och resultat av säkerhetsanalys

Enligt inom IAEA internationellt vedertagen säkerhetspraxis [2] bör det vara ett säkerhetsmål att sannolikheten för hårdhaveri med etablerad metodik för probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) kan beräknas till mindre än 1/10.000 per reaktordriftår för reaktorer som nu är i drift och 1/100.000 per reaktordriftår för framtida reaktorer.

Den beräknade sannolikheten för stora radioaktiva utsläpp utanför anläggningen bör vara åtminstone tio gånger mindre.

Denna praxis följs i Sverige med skärpningen att säkerhetsmålet för samtliga reaktorer, dvs även de äldsta, har satts till en sannolikhet för hårdhaveri som är mindre än 1/100.000 per reaktordriftår.

För att kunna verifiera uppfyllelse av detta slags "probabilistiska säkerhetsmål" krävs naturligtvis att analysmetodik av godtagbar standard finns etablerad och att genomarbetade analyser av anläggningarna finns gjorda.

Detta är väl tillgodosett för de svenska reaktorerna, även om detaljeringsgraden och fullständigheten i analyserna kan variera något. Detta gäller också som regel för reaktorer i väst.

För reaktorerna i forna Sovjetunionen fanns tidigare deterministiska analyser men inga egentliga PSA-analyser.

Sådana kommer nu fram efter hand och har kommit längst för Ignalinaverket, som har analyserats inom det svenska biståndsprojektet i samarbete mellan kraftverket och ryska experter.

Den nu föreliggande PSA-studien av Ignalinaverket, den s.k. Barselinastudien [12], är på likvärdig nivå som PSA-studierna av de svenska kärnkraftverken vad gäller detaljeringsgrad och omfattning. Någon motsvarighet till det omfattande underlag för analysen, som byggts upp i Sverige genom systematisk erfarenhetsåterföring, finns dock ännu inte.

Barselinastudien har visat på ett antal säkerhetssvagheter hos reaktorerna i Ignalina så att åtgärder har kunnat vidtas eller planeras.

Slutsatsen av Barselinastudien var att den beräknade sannolikheten för härdhaveri i någon av reaktorerna i Ignalinaverket efter föreslagna åtgärder skulle kunna motsvara IAEA's rekommenderade målsättning enligt ovan vad gäller reaktorer i drift, ca 1/10.000 per reaktordriftår. Före åtgärder beräknades härdskaadesannolikheten vara omkring tre gånger större.

Det är alltså möjligt att genom olika åtgärder förbättra säkerheten vid reaktorerna i Ignalina till den av IAEA rekommenderade miniminivån, om man bara ser till risken för härdhaveri.

Säkerheten är dock ytterst en fråga om utsläppsrisk, om ett härdhaveri trots allt skulle inträffa.

Målsättningen att reaktorinneslutningen med god sannolikhet skall kunna klara även ett svårt härdhaveri utan allvarliga utsläpp är inte uppfyllt.

Verksamhetskvalitet och säkerhetsarbete

Det första ledet i djupförsvaret består som nämnts i kvaliteten hos anläggningen, dess drift och underhåll.

Till kvalitetsfaktorerna hör - utöver vad som rör anläggningens tekniska kvalitet - också arbetsorganisation, kvalitetssystem, instruktioner, arbetsvillkor och hjälpmedel för operatörerna, samt utbildning och träning.

Hit hör vidare vad som behöver göras för att vidmakthålla och utveckla säkerheten med de krav på modernisering som ställs med tiden.

Verksamhetens och säkerhetsarbetets kvalitet vid anläggningarna är därför avgörande för hur säkerheten kan värderas, både i dagsläget och fortsättningsvis.

Dessa kvalitetsfrågor hör starkt ihop med vad som menas med [säkerhetskultur](#).

Säkerhetskulturen och dess förutsättningar

Stabila yttre förhållanden och god ekonomi är i praktiken viktiga förutsättningar för

säkerhetskulturen. Svensk reaktorsäkerhet har varit mycket gynnad i detta avseende.

Det har funnits goda förutsättningar att driva underhållet och förnyelsen av de svenska reaktorerna med betydande ambition och långsiktighet, avvecklingsplanerna till trots.

Ekonomiskt utrymme har funnits även för mycket stora underhållsinvesteringar, som utbytet av ånggeneratorer i två av tryckvattenreaktorerna i Ringhals och den omfattande renoveringen av Oskarshamn 1. Omfattande moderniseringar har också gjorts eller planeras på de andra verken, t.ex. utbyten av kontroll- och övervakningsutrustning.

Säkerhetsbrister som upptäcktes vid renoveringen av Oskarshamn 1 föranledde inte desto mindre SKI att ifrågasätta om ambitionen vid moderniseringen av anläggningarna har varit tillräckligt hög.

De gynnsamma yttre förhållandena i Sverige finner man inte överallt i västvärlden. I Sveriges grannskap, i Finland och Tyskland, är dock läget jämförbart med Sverige.

Tradition och samhällssystem i det forna Sovjetunionen har inte gynnat utvecklingen av en god säkerhetskultur och de svåra yttre förhållandena sedan unionens sammanbrott har fortsatt varit ett hinder.

Vid några kärnkraftverk har ekonomin tidvis varit undergrävd genom utebliven eller otillräcklig betalning för elproduktionen, vilket har lett till försenade eller uteblivna löneutbetalningar till personalen och svårigheter att bekosta ens det nödvändigaste underhållet.

Organisation och ansvar för säkerhet

I den internationella säkerhetskonventionen [1] anges de grundläggande kraven på kärnteknisk verksamhet. Anläggningsinnehavaren bär det fulla säkerhetsansvaret. Säkerhetsmyndigheten skall se till att anläggningsinnehavaren axlar sitt ansvar på de villkor som gäller för tillståndet att inneha och driva anläggningen.

I Sverige och i väst för övrigt finns en lång tradition i säkerhetskonventionens anda.

Erfarenheterna av biståndsarbetet i forna Sovjetunionen tyder på att det finns betydande problem i frågor om roll- och ansvarsfördelning, både vad gäller driftsorganisationernas roll i förhållande till andra parter och mellan avdelningarna inom kärnkraftverken.

Exempelvis har det visat sig saknas en klar rollfördelning i tillsyns- och inspektionsarbetet mellan säkerhetsmyndigheten (GAN) och det statliga kraftverksföretaget (ROSENERGOATOM) som svarar mot det slags ansvar respektive part borde ha.

Detta har lett till dubbelarbete och ineffektivitet. Myndigheten är visserligen inriktad på att stärka ansvarstagandet på verken men dess inspektörer ute på verken har än så länge ägnat sig mera åt teknisk kontroll än åt att se till att verken själva sköter kontrollen som de ska.

Möjligheterna för verkligt ansvarstagande från verkens sida har också begränsats av att myndigheten ofta har gått långt i detalj med att ge föreskrifter.

Verkens ansvar har vidare urholkats genom att kompetensen i stor utsträckning bara har funnits på de statliga institutioner som har svarat för konstruktionen av

anläggningarna.

Även i övrigt lägger en traditionellt auktoritär ledarstil och stelt hierarkiska organisationsformer hinder i vägen för rationellt ansvarstagande. Biståndsarbetet får därför i stor utsträckning också ägnas åt rådgivning i frågor om verksamhetskvalitet.

Säkerhetstekniska föreskrifter, driftsinstruktioner och utbildning

I såväl väst som öst finns s.k. säkerhetstekniska föreskrifter, där gränsvärden för olika driftparametrar, krav på driftklarhet hos säkerhetssystem, krav på övervakning och kontroll, rapporteringskrav, bemanning i kontrollrum m.m. anges som villkor för att tillåta drift.

Praxis är att dessa föreskrifter skall godkännas av säkerhetsmyndigheten.

För driften och hanteringen av driftstörningar som kan uppstå finns driftsinstruktioner och s.k. störningsinstruktioner.

Kompetenskrav ställs vidare både på kontrollrumspersonal och andra personalkategorier.

I Sverige fastställs dessa krav av myndigheten och kompetensläget följs sedan upp i tillsynen.

Kontrollrumspersonalen återtränas regelbundet med tillgång till verkliga simulatorer.

Drifts- och störningsinstruktionerna vid verken i forna Sovjetunionen har inte visat sig vara utformade så att operatörerna lätt kan hitta information, stöd och vägledning som de behöver.

Symptomorienterade instruktioner tas därför nu fram, som är direkt inriktade på vad en uppkommen situation kräver för åtgärder.

De förbättrade instruktionerna skall också täcka flera störnings- och haverifall. Även instruktionerna för provning och inspektion håller på att förbättras.

Personalen vid anläggningarna har i grunden god kompetens. Kraven på formell grundkompetens hos driftspersonalen är högre än i Sverige, minst 4 års högskoleutbildning för kontrollrumspersonal.

Stor vikt läggs, som i väst, vid utbildning av personalen, dock kanske mera när det gäller kännedom om gällande instruktioner än kunskap och förståelse av processerna i anläggningen.

Utbildning och återträning organiseras både centralt och lokalt vid verken.

Säkerhetsmyndigheten i Ryssland, GAN, examinerar och licensierar kraftverkens tekniska ledningspersonal och följer upp resultatet genom inspektioner, dels rutinmässigt och dels vid inträffade händelser.

Fullskalesimulatorer för träning av operatörerna finns för RBMK i Smolensk och för VVER i Novovoronesj. Finland har försett Kolaverket med en egen, modern fullskalesimulator.

För Leningrad och Ignalina planeras nu också egna, moderna simulatorer bekostade med biståndsmedel.

Simulatorutbildningen är dock ännu så länge avsevärt mindre omfattande än den som ges i Sverige.

Säkerhetsarbete och kvalitetssäkring

Det är utmärkande för god säkerhetskultur att ett engagerat säkerhetsarbete ständigt pågår vid reaktoranläggningarna.

Hit får också räknas vad tillsynsmyndigheterna tillför i säkerhetsarbetet. Utgångspunkten skall vara att säkerheten alltid kan förbättras. Kvaliteten i säkerhetsarbetet visar sig särskilt i att man lär av erfarenhet.

Några av inslagen i säkerhetsarbetet har tillkommit eller betydligt förstärkts genom vad man kunde lära av olyckan i TMI-2. Hit hör särskilt [MTO](#), erfarenhetsåterföring, säkerhetsanalys med PSA, återkommande säkerhetsgranskning och säkerhetsforskning, i stor utsträckning organiserad i internationellt samarbete.

I Sverige stärktes bl.a. myndighetens forskningsanslag betydligt och det bestämdes att varje reaktor skulle underkastas en regelbundet återkommande säkerhetsgranskning med ett intervall av 8-10 år, s.k. ASAR. Denna säkerhetsgranskning av reaktorerne är nu inne på sin andra omgång.

I Sverige kräver myndigheten att anläggningsinnehavarna, utöver den normala säkerhetsgranskning (egenkontroll) som de operativa avdelningarna svarar för, också organiserar egen, fristående (oberoende) säkerhetsgranskning som kompletterar myndighetstillsynen.

Sådan fristående granskning skall göras av personal eller utomstående expertis - t ex i en säkerhetskommitté - som rapporterar direkt till kraftverkschefen och inte har direkt eget ansvar för den verksamhet som granskas.

Motsvarande praxis tillämpas i olika former på andra håll i väst.

På flera punkter har säkerhetsarbetet i det forna Sovjetunionen motsvarigheter till vad som görs i väst. Som redan framgått finns dock mycket att förbättra, t ex när det gäller arbetsorganisation.

Med tanke på vikten av effektiv, systematisk erfarenhetsåterföring, behövs t ex förbättrade rutiner och datorstöd för bättre och överskådligare dokumentation av driftserfarenheter, underhåll, återkommande provning, funktionskontroller etc. Denna dokumentation sker för dagen i stor utsträckning manuellt.

Ett viktigt inslag i biståndsarbetet har varit att överföra de i väst utvecklade metoderna för säkerhetsanalys. Mycket återstår att göra - fortfarande inte minst för att skapa nödvändig förståelse på verken för behovet av säkerhetsanalys och PSA i ett löpande säkerhetsarbete.

Vid kärnkraftverken i det forna Sovjetunionen har fristående säkerhetsgranskning varit ett okänt begrepp. Ett första steg har nyligen tagits - i mars 1996 - med bildningen av en säkerhetskommitté vid Ignalinaverket.

Det återstår dock att väcka full förståelse för den fristående säkerhetsgranskningens betydelse i säkerhetsarbetet.

Lagstiftning och myndighetstillsyn

Lagstiftningens och säkerhetsmyndigheternas roll i säkerhetsarbetet, i väst och i det forna Sovjetunionen, har redan berörts i avsnittet om [Organisation och ansvar för säkerhet](#).

Alla i denna Bakgrund berörda länder har, genom att ha anslutit sig till den internationella säkerhetskonventionen [1], förbundit sig att i lag föreskriva att det skall finnas:

- Regler för kärnteknisk säkerhet;
- Krav på tillstånd för att driva kärnteknisk verksamhet;
- En myndighet med oberoende, kompetens och resurser för att se till säkerheten och med befogenheter att ställa villkor för givna tillstånd.

Konventionen anger också säkerhetsmål och riktlinjer för att uppfylla dem, i huvudsak enligt inom IAEA tidigare rekommenderade principer [2,3].

För att på sikt säkerställa en verklig effekt på säkerheten ålägger konventionen också deltagarländerna att för framtiden återkommande underkasta sig granskning av sin efterlevnad av den i praktiken.

Eftersom säkerhetskonventionen bygger på en tradition som under lång tid har utvecklats i väst uppfylls den naturligtvis på många håll där redan i utgångsläget. Bland andra länder gäller detta Sverige och grannländerna Finland och Tyskland.

I Ryssland har först helt nyligen (november 1995) stiftats en kärnenergilag varmed en väsentlig förutsättning för den fortsatta säkerhetsutvecklingen har tillkommit.

I Litauen finns förslag till en sådan lag men det återstår att få den antagen. Den säkerhetsmyndighet som finns, VATESI, har ännu inte funnit sina arbetsformer.

Myndighetsarbetets organisation och former behöver förbättras, vilket är ett av de viktigare syftena med biståndet i säkerhetsfrågorna som ges från väst.

Det är också angeläget att myndigheternas inflytande kan förbättras, bl.a. för att inte riskera att säkerhetsintressena blir eftersatta genom att beroendet på kärnkraftverkens elkraftproduktion i regel är extremt stort i det forna Sovjetunionen.

Slutsatser om reaktorsäkerhet

För att värdera reaktorsäkerhet måste man se till alla dess nödvändiga förutsättningar. Dessa handlar mycket om reaktorernas tekniska konstruktion och kvalitet men inte minst om kvaliteten i säkerhetsarbetet och dess förankring i lagstiftning och myndighetstillsyn.

Säkerhetsarbetet är den verksamhet vid anläggningarna och myndigheterna som består i att vaka över säkerheten och ständigt förbättra den genom att lära av all erfarenhet.

Sverige och grannskapet i väst

I Sverige och i allmänhet i väst, har utvecklingen nått långt när det gäller att skapa de nödvändiga förutsättningarna för säker reaktordrift.

Detta är till stor del ett resultat av att en gemensam syn på vad säkerheten kräver har kommit fram i målmedvetet internationellt samarbete kring säkerhetsfrågorna i västvärlden.

Det finns därför gott underlag för slutsatsen att de reaktorer som befinner sig i drift i bl.a. Sverige, Finland och Tyskland - med de olikheter mellan reaktortyper och reaktorgenerationer som förekommer - genomgående och med god marginal fyller dagens höga säkerhetskrav.

Detta bekräftas också av driftserfarenheterna i förening med de avancerade säkerhetsanalyser som numera kan göras.

Att säkerheten ändå ständigt och aktivt ifrågasätts och att arbete ständigt pågår med att förbättra den är viktiga och välkomna yttringar av god säkerhetskultur.

En i praktiken betydelsefull faktor kan här ses i kärnkraftindustrins förhållandevis goda ekonomi i väst.

Grannskapet i det forna Sovjetunionen

I det forna Sovjetunionen är reaktorernas säkerhetsstandard fortfarande mindre god och delvis klart otillfredsställande. Den saknar inte starka sidor men betydande brister återstår att komma till rätta med.

Reaktorerna av typen RBMK har förbättrats väsentligt från de tidigare till de senare generationerna och med de åtgärder som visade sig nödvändiga genom olyckan i Tjernobyl.

Det ser ut att vara möjligt att genom de förbättringsarbeten som pågår med bistånd från väst, kunna nå en säkerhet mot hårdhaverier i nivå med vad många reaktorer i väst har. Detta kommer dock under alla förhållanden att ta tid.

En återstående svaghet, som är svår att göra något åt i praktiken, är att RBMK-reaktorerna inte har den typ av kvalificerad reaktorinneslutning som måste krävas.

Även om risken för svårare hårdhaverier kan minskas till acceptabel nivå måste man därför räkna med att hårdhaverier, som trots allt skulle kunna inträffa, kan komma att åtföljas av betydande utsläpp.

De senare tryckvattenreaktorerna av typen VVER har förutsättningar för att kunna motsvara västlig säkerhetsstandard. Reaktorerna i Lovisa, som anpassats för att motsvara i Finland tillämpade säkerhetskrav, är exempel på detta. Dock har särskilt de äldre reaktorerna på Kolaverket säkerhetsbrister. Reaktorinneslutningarna motsvarar inte heller de krav som ställs i väst.

Med hänsyn till säkerheten bör därför - enligt allmänt rådande uppfattning bland säkerhetsmyndigheterna och annan expertis i väst - såväl RBMK-reaktorerna som de äldre VVER-reaktorerna stängas så snart elförsörjningsläget tillåter det.

I övrigt behöver säkerhetsarbetet i det forna Sovjetunionen fortsättningsvis utvecklas

och kompletteras.

Den lagstiftning, som måste ligga till grund, kom till stånd under 1995 i Ryssland och kan antas vara på god väg även i Litauen.

Ansvarsförhållandena mellan den statliga verksamheten, verken och myndigheterna behöver klarläggas så att samverkan kan effektiviseras.

Säkerhetsmyndigheternas organisation och arbetsformer behöver förbättras.

Det är också väsentligt att myndigheternas inflytande stärks med tanke på risken för konflikt mellan säkerhetsintressena och intressena av att vidmakthålla elproduktionen. Delvis är detta ett resursproblem som måste lösas.

Vad gäller metodiken i säkerhetsarbetet är det angeläget att användningen av probabilistisk säkerhetsanalys (PSA), systematisk erfarenhetsåterföring och erfarenhetsanalys fortsättningsvis utvecklas och främjas.

*Förutsättningar behöver slutligen skapas för att **säkerhetskulturen** skall kunna utvecklas till vad en hög säkerhetsstandard kräver. En sådan förutsättning är i praktiken att kärnkraftverkens ekonomi förbättras, bland annat genom att tillräcklig betalning för elproduktionen säkerställs. Finansiellt stöd från väst kan här ha en särskild betydelse, om det får en lämplig utformning.*

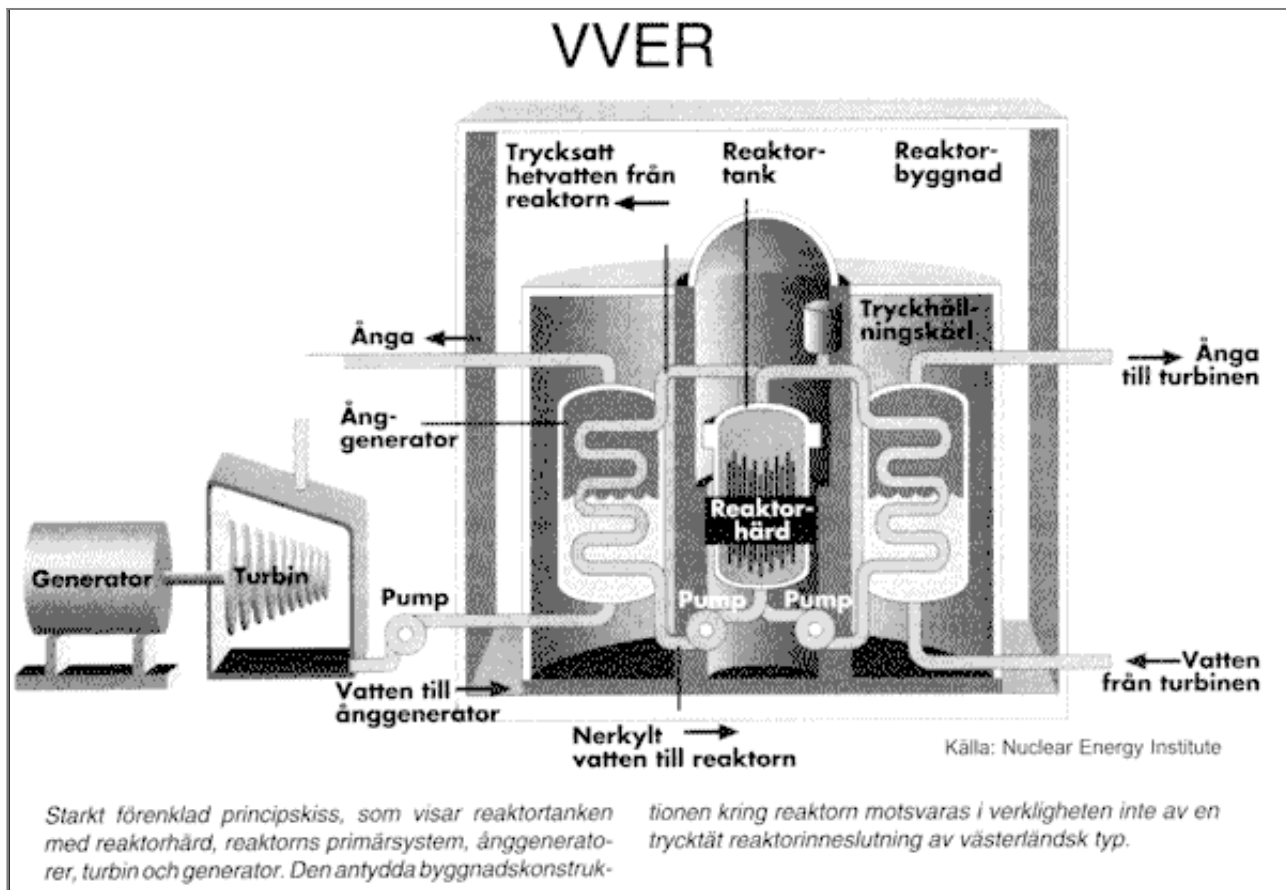
De förbättringar av reaktorsäkerheten och säkerhetsarbetet i det forna Sovjetunionen som hittills har åstadkommits i det internationella biståndsarbetet är tyvärr ännu så länge begränsade.

Mycket återstår att göra och det kommer att ta tid. Effektiviteten i biståndsarbetet varierar. De svenska insatserna i Litauen har dock lett till påtagliga resultat som har väckt internationell uppmärksamhet.

Referenser

1. Convention on Nuclear Safety. IAEA Legal Series No. 16, 1994. - Konventionen hade i juli 1996 signerats av 63 stater och ratificerats av det antal stater som krävs för att den skall träda i kraft, däribland de som berörs i denna Bakgrund. Konventionen kommer därmed att gälla från den 24 oktober 1996.
2. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988
3. Safety Fundamentals: The Safety of Nuclear Installations. IAEA Safety Series No. 110, 1993
4. Safety Culture. IAEA Safety Series No. 75-INSAG-4, 1991
5. Norman C Rasmussen: Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400-MR (NUREG-75/014). United States Nuclear Safety Commission, Washington DC 1975
6. A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards. IAEA Safety Series No. 75-INSAG-8, 1995
7. KSU faktahäfte: Några viktiga hjälp- och säkerhetssystem: Kokvattenreaktor, 1991
8. KSU faktahäfte: Några viktiga hjälp- och säkerhetssystem: Tryckvattenreaktor, 1991
9. Eric Nonbøl, editor: Design and Safety Features of Nuclear Reactors Neighbouring the Nordic Countries. Final Report of the Nordic Nuclear Safety research Project SIK-3. May 1994. - Kan erhållas från NKS, P.O.Box 49, DK 4000 Roskilde.

10. Jan H Nistad: Svenskt samarbetsprojekt för kärmsäkerhet i Östersjöregionen. Rapport för perioden 1996-01-01 - 06-30. Swedish International Project, Nuclear Safety, Box 70283, S-107 22 Stockholm
11. Sammanställning av drifterfarenheter vid svenska kärnkraftverk 1995. Årsrapport, utgiven av Kärnkraftsäkerhet och Utbildning AB.
12. The BARSELINA Project, Phase 3: Probabilistic Safety Analysis of Ignalina NPP Unit 2. Statens kärnkraftinspektion, Östprojektet. December 1994.



Den principiella konstruktionen av VVER visas här.

Bränslet i en VVER har ungefär samma utformning som i en PWR och är placerat i reaktortanken på ungefär samma sätt. Varje bränsleelement består av drygt 100 stavar, knappt 1 cm i diameter, innehållande låganrikat uran i form av urandioxid. Det finns drygt 300 bränslelement i en reaktor och de är drygt 3 meter långa.

Reaktorns varma vatten (som hålls under ett sådant tryck att det inte kokar) pumpas från reaktorn till ånggeneratorer, där ånga bildas på sekundärsidan (som har lägre tryck än primärsidan). I VVER finns sex liggande ånggeneratorer (en PWR har normalt tre eller fyra stående ånggeneratorer).

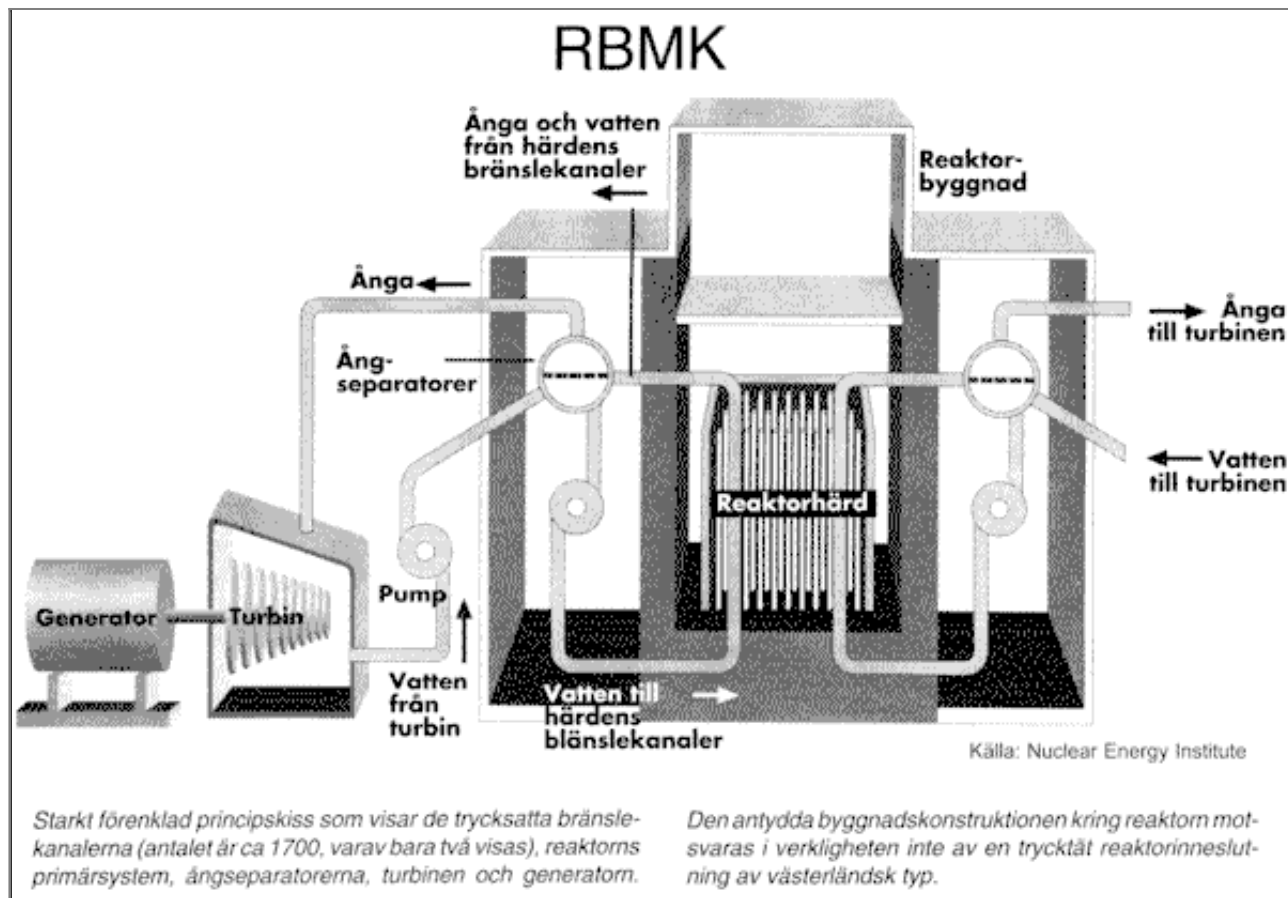
Den första generationen tryckvattenreaktorer av typen VVER konstruerades i Sovjetunionen mellan 1956 och 1970. Kola 1 och 2 tillhör denna generation med beteckningen VVER-440, modell V230. 440 anger den elektriska effekten i MW. En förbättrad andra version, VVER - 440, modell 213, togs fram under perioden 1970 - 1980. Till denna kategori hör bl.a. Kola 3 och 4.

Under 1980-talet utvecklades den tredje generationen VVER-1000, men av dessa finns inga i Sveriges närområde.

För närvarande finns drygt 40 st VVER i drift i länder, som tidigare tillhörde Sovjetunionen. I Sveriges närområde finns följande:

Kola 1 - 2 VVER-440, modell 230, äldre generation. Driftstart 1973 resp. 1975

Kola 3 - 4 VVER-440, modell 213, senare generation. Driftstart 1982 resp. 1984



Den principiella konstruktionen av RBMK visas här. Dessutom visas i en färglagd röntgenskiss på nästa uppslag den verkliga utformningen.

Bränslet i RBMK består av låganrikat uran i form av urandioxid. Stavarna i ett bränsleelement är emellertid färre, 18 st, och tjockare, drygt 1 cm, än i en VVER. Varje bränsleelement är drygt 3 meter högt, men två sådana står ovanpå varandra, varför reaktorhärden är cirka 7 meter. Antalet bränsleelement är mycket större än i en VVER, ungefär 2x1700.

Bränslelementen kyls med vatten, som bringas till kokning i härden. Blandningen av ånga och vatten förs till ångseparatorer, där ångan befrias från medföljande vatten innan den förs till ångturbinen. Bränslelementen är inte som i andra vattenkylda reaktorer nersänkta i en

gemensam reaktortank utan varje par av bränsleelement står i en separat bränslekanal i form av ett tryckrör, genom vilket kylvattnet passerar.

På principritningen har bara två av de cirka 1700 bränslekanalerna ritats in. De komplexa rörsystemen syns bättre i färgbilden.

De genomgående bränslekanalerna i RBMK gör det möjligt att byta bränsle under drift, vilket inte är möjligt i VVER, PWR eller BWR. De senare behöver ställas av 20 - 30 dygn för bränslebyte (ungefär en gång per år), då dock underhåll av anläggningen samtidigt görs.

Den voluminösa härden, ca 12 meter i diameter, består i övrigt till största delen av grafit som tjänar som moderator.

Reaktorerna av typen RBMK utnyttjar liksom VVER vatten som kylmedel, men har grafit som moderatormaterial. De började konstrueras under 1960-talet. Totalt byggdes 17 sådana reaktorer med driftstart mellan 1973 och 1990. Även RBMKs konstruktion har successivt modifierats.

RBMK-reaktorerna konstruerades ursprungligen för en eleffekt på 1000 MW, t.ex de fyra Leningrad-reaktorerna. Ignalina 1 och 2 kunde efter vissa konstruktionsändringar pressas till 1500 MW, men effekten har efter Tjernobylolyckan reducerats till 1200 MW.

För närvarande finns 15 st RBMK i drift i länder, som tidigare tillhörde Sovjetunionen. I Sveriges närområde finns följande:

Leningrad 1-2 RBMK, tidig generation. Driftstart 1974 resp. 1976. Leningrad 3-4 RBMK, mellangeneration. Driftstart 1980 resp. 1981.

Ignalina 1-2 RBMK, senare generation. Driftstart 1984 resp. 1987.

