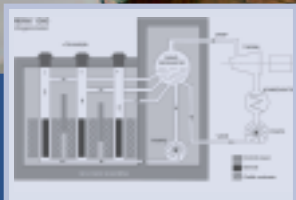


Sikkerhet ved russiske RBMK-reaktorer

En oppdatert gjennomgang av status



Referanse:

Larsen E, Saxebøl G.: Sikkerhet ved russiske RBMK-reaktorer. En oppdatert gjennomgang av status. StrålevernRapport 2006:5. Østerås: Statens strålevern, 2006.

Emneord:

Reaktorsikkerhet, sikkerhetsanalyser, hendelser, RBMK, Leningrad, Kursk, Smolensk, Tsjernobyl, Ignalina.

Resymé:

Rapporten tar for seg dokumenterte sikkerhetsmessige svakheter ved RBMK reaktortypen, tiltak som er gjort for å avhjelpe disse samt indikatorer for dagens sikkerhetsnivå ved russiske RBMK reaktorer.

Reference:

Larsen E, Saxebøl G.: Safety at Russian RBMK reactors. An update of current status. StrålevernRapport 2006:5. Østerås: Norwegian Radiation Protection Authority, 2006. Language: Norwegian.

Key words:

Reactor safety, safety analyses, incidents, RBMK, Leningrad, Kursk, Smolensk, Chernobyl, Ignalina.

Abstract:

The report reviews documented deficiencies in safety for the RBMK reactor type, safety upgrades and indicators on the current safety level at Russian RBMK reactors.

Prosjektleder: Erlend Larsen.

Godkjent:



Gunnar Saxebøl, avdelingsdirektør, Avdeling Strålevern og sikkerhet.

25 sider.

Utgitt 2006-04-25.

Opplag 250 (06-04).

Form, omslag: Lobo Media AS, Oslo.

Trykk: Lobo Media AS, Oslo.

Bestilles fra:

Statens strålevern, Postboks 55, 1332 Østerås.

Telefon 67 16 25 00, telefax 67 14 74 07.

e-post: nrpa@nrpa.no

www.nrpa.no

ISSN 0804-4910

Sikkerhet ved russiske RBMK- reaktorer

En oppdatert gjennomgang av status

Erlend Larsen

Gunnar Saxebøl

Statens strålevern

Norwegian Radiation
Protection Authority
Østerås, 2006

Forord

Tsjernobylulykken for 20 år siden representerte et veiskille for internasjonal kjernekraftsikkerhet. Det ble for alvor tydelig at dette var et tema for internasjonalt samarbeid. Kort tid etter ulykken satt det internasjonale atomenergibyrået (IAEA) i gang et program rettet inn mot kjernereaktorer av russiske design med det mål å dokumentere sikkerhetsnivå, identifisere mangler, koordinere innsatsen for å rette på de mest alvorlige problemene og etablere en adekvat beredskap nasjonalt og internasjonalt.

Det tok ikke mange år før det ble åpenbart at anlegget i Tsjernobyl bare var ett av mange østeuropeiske anlegg der sikkerhet hadde vært et underordnet tema i designprosessen og hvor tilnærmingen til sikkerhet var fullstendig utilstrekkelig både i et organisatorisk og et rent teknisk perspektiv. Denne rapporten dokumenterer hvilke tiltak som er blitt satt i verk for å bøte på noen av disse problemene. Gjennomføringen av tiltakene har vært et løft der Norge har tatt sin del, ikke minst i forhold til kjernekraftverket på Kola, men også i forhold til anlegg av samme type som det i Tsjernobyl, både i Russland og i Litauen.

Imidlertid er det slik det understrekes i denne rapporten sikkerhetsmessige forhold som ikke kan utbedres i ettertid. Derfor er markeringen av 20 år siden Tsjernobylulykken kun en foreløpig milepæl og ingen markering av at man er kommet til veis ende i arbeidet. Dette kan ikke avsluttes før de aktuelle anleggene er stengt, slik Ukraina gjorde med Tsjernobylanlegget i 2000 og Litauen med én av de to reaktorene ved Ignalina kjernekraftverk. I mange år fremover vil derfor fokuset være ved, gjennom særlige tiltak ved anlegg, internasjonalt samarbeid om forståelsen av de ulike risiki og ikke minst gjennom å være forberedt skulle ulykken igjen være ute. Slik sett er markeringen av 20-årsdagen for Tsjernobylulykken også en kraftig påminning om behovet for beredskap.

Østerås, 11. april 2006



Ole Harbitz
direktør



Innhold

Forord	3
1 Sammendrag	7
2 Innledning	8
3 Hva er en RBMK-reaktor?	9
3.1 Utviklingen av RBMK- reaktoren	9
4 IAEAs vurdering av sikkerheten ved RBMK-reaktorer	11
4.1 Kjernekonstruksjon og - overvåkning	11
4.2 Instrumentering og kontroll	11
4.3 Integriteten til trykksatte komponenter	12
4.4 Ulykkesanalyser	12
4.5 Sikkerhets- og hjelpesystemer	12
4.6 Brannvern	12
4.7 Operasjonell sikkerhet	13
5 Sikkerhetsanalyser av RBMK	13
6 Sikkerhetsmessige oppgraderinger	15
6.1 Kjernekonstruksjon og - overvåkning	16
6.2 Instrumentering og kontroll	16
6.3 Integriteten til trykksatte komponenter	16
6.4 Ulykkesanalyser	16
6.5 Sikkerhets- og hjelpesystemer	17
6.6 Brannvern	17
6.7 Operasjonell sikkerhet	17
7 Dagens sikkerhetsnivå	17
7.1 Russlands rapportering under konvensjonen om kjernesikkerhet	17
7.2 Internasjonal gjennomgang av sikkerhetsrapporten for Kursk- 1	18
7.3 Hendelser og ulykker	19
7.4 Sikkerhetsanalyser	20
7.5 Ikke- tekniske forhold	21
8 Levetid	21
9 Konklusjon	23
10 Referanseliste	24

1 Sammendrag

Det er i alt bygget 17 enheter av typen RBMK i Russland, Ukraina og Litauen, hvorav 12 enheter, 11 i Russland og 1 i Litauen, fortsatt er i drift. Mens eneste gjenværende RBMK-reaktor utenfor Russland vil bli faset ut før 2010, planlegges det forlengelse av driften for reaktorene i Russland. Samtidig har Russland ytterligere én enhet under ferdigstilling.

Tsjernobylulykken i april 1986 avslørte vesentlige mangler ved sikkerheten for russiske kjernekraftreaktorer generelt og RBMK-reaktorer spesielt. De sikkerhetsmessige manglene ved RBMK-reaktorene ble grundig dokumentert gjennom IAEAs arbeider tidlig på 1990-tallet. Disse omfattet blant annet konstruksjonsmessige svakheter ved de systemene som skal forhindre at mindre hendelser utvikler seg til alvorlige ulykker, mangelfulle barrierer for utslipp til ytre miljø, problemer med å holde kontroll med reaktiviteten i reaktorkjernen, høy sårbarhet i systemer for instrumentering og kontroll og en gjennomgående svak brannbeskyttelse. Selv om andregenerasjons RBMK-reaktorer representerte viktige forbedringer, blant annet ved mer omfattende utslippsbarrierer og nye løsninger for nedkjøling, er de fleste manglene felles for de to første RBMK-generasjonene. Tredjegenerasjons RBMK er imidlertid designet i henhold til en forbedrete sikkerhetsmessig standard. Driftsmessige mangler ved eksempelvis sikkerhetskultur, kvalitetssikring, opplæring, tilstandskontroll, sikkerhetsanalyser etc. var i stor grad felles for alle tre RBMK-generasjonene.

Det har de siste tiåret blitt brukt store ressurser i å bedre sikkerheten ved russiske RBMK-reaktorer. Denne rapporten har tatt utgangspunkt i sikkerhetsmessige mangler dokumentert gjennom IAEAs ekstraordinære program tidlig på 1990-tallet og i sikkerhetsanalyser gjennomført ved de enkelte kjernekraftverk. Tiltakene, som både er av

konstruksjonsmessig og driftsmessig karakter, har medført at sikkerheten i dag er betraktelig bedre enn for 20 år siden.

En solid inneslutning, tilsvarende det man finner på vestlige kjernekraftverk, er ikke mulig å etterinstallere på RBMK-reaktorer. Til tross for flere gjennomførte tiltak for å minske konsekvensen av en hypotetisk ulykke, blant annet lekkasjetetting av strukturer, vil førstegenerasjons RBMK ha svakere barrierer mot utslipp enn andregenerasjons RBMK. Dette skyldes at utslippsbarrierer for andregenerasjons RBMK var en del av opprinnelig konstruksjon, selv om også disse har sine klare begrensninger.

Bakenforliggende årsaker til Tsjernobylulykken har blitt eliminert gjennom innføring av nye brenselstyper, omkonfigurering av reaktorkjernen og driftsmessige endringer. Mangler i de ytre barrierer, spesielt for førstegenerasjons RBMK, muliggjør allikevel betydelig utslipp av radioaktive stoffer ved en eventuell ulykke. Sannsynligheten for en slik ulykke har imidlertid blitt betydelig redusert som følge av sikkerhetsmessige oppgraderinger.

2 Innledning

Siden Tsjernobylulykken i 1986 har det vært mye fokus på sikkerheten ved RBMK-reaktorer, både i Norge og i andre land. Samtidig har det vært et underskudd på pålitelig og saklig informasjon om hva som er den faktiske sikkerhetsmessige tilstanden for disse reaktorene. Dette til tross for at sikkerheten ved russiske kjernekraftverk, i motsetning til en del annen nukleær virksomhet og da spesielt med militær tilknytning, har vært gjenstand for større åpenhet. I IAEAs publikasjonsdatabase INIS (International Nuclear Information System) er det tilgjengelig nær 2000 artikler som omhandler ulike aspekter rundt sikkerhet og drift ved RBMK-reaktorer. Mange av disse er vurderinger og rapporter med basis i internasjonale organisasjoner som IAEA, EU og OECD.

Det er imidlertid ingen likefrem oppgave å gi en entydig vurdering av sikkerhetsnivå. Dette skyldes ikke minst at sikkerhetsnivået avhenger av kompliserte tekniske og samfunnsmessige forhold. Samtidig er det forskjeller mellom reaktorgenerasjoner og individuelle reaktorer. Det er også opp til nasjonale myndigheter å sette standarder for et akseptabelt sikkerhetsnivå, selv om de fleste land baserer seg på retningslinjer og anbefalinger fra IAEA. Standarden for hva som er akseptabel sikkerhet er heller ikke statisk, men utvikler seg i takt med at ny kunnskap og teknologi blir tilgjengelig og at samfunnets generelle forståelse av ulike risikofaktorer utvikler seg.

Denne rapporten innleder med en kort beskrivelse av reaktortypen RBMK og utviklingen av denne. Deretter beskrives dagens status ved de anleggene med RBMK-reaktorer og planer for levetidsforlengelse. Rapporten fokuserer deretter på sikkerhetsmessige mangler ved RBMK samt tiltak som er gjort for å avhjelpe disse. Russlands rapport under Kjernesikkerhetskonsensjonen ("Convention on

Nuclear Safety") blir, sammen med den internasjonale gjennomgangen av sikkerhetsrapporten for Kursk-1, brukt som et grunnlag for å vurdere dagens sikkerhetsnivå.



Delegasjon fra Statens strålevern og Institutt for Energiteknikk foran en brenselbyttmaskin ved Leningrad kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern).

3 Hva er en RBMK-reaktor?

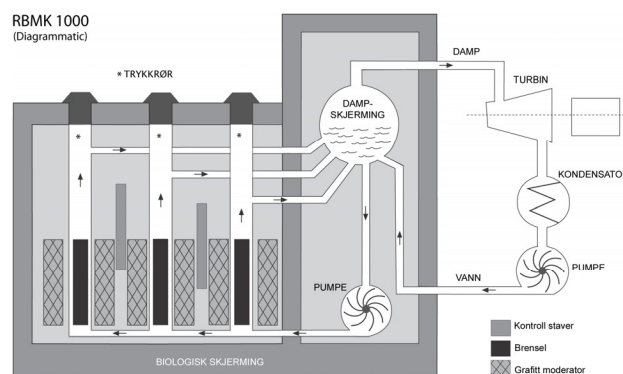
RBMK er en grafittemoderert kokvannsreaktor bygget i tidligere Sovjetunionen. Betegnelsen ”RBMK” er et russisk akronym for ”Reactor Bolshoi Moschnosti Kanalnyi” som omskrevet til norsk motsvarer ”kanalisert stor kraftreaktor.” Totalt har det blitt ferdigstilt 17 RBMK-reaktorer på 5 lokaliteter. I Russland ble det bygget RBMK-reaktorer ved kjernekraftverkene Kursk, Smolensk og Leningrad, i Ukraina ved Tsjernobyl kjernekraftverk og i Litauen ved Ignalina kjernekraftverk. Av disse ble de tre gjenværende reaktorene etter ulykken ved Tsjernobyl kjernekraftverk i 1986 stengt i perioden 1991 til 2000. I Litauen ble Ignalina-1, i henhold til avtale med EU, stengt ved utgangen av 2004 og det eksisterer forpliktende avtale for stenging av Ignalina-2 for 2010. De 11 RBMK-reaktorene som er lokalisert i Russland er planlagt drevet i 10-20 år etter utløp av opprinnelig designlevetid, hvilket tilsier at den første russiske RBMK – reaktoren tidligst vil bli stengt i 2013, men at stenging etter 2020 vil være mest realistisk for de fleste av disse reaktorene. Byggingen av enda en RBMK-reaktor, Kursk-5, tok til i 1985 og forventes ferdigstilt i 2010. 45 års drift av denne skulle tilsi nedstenging i 2055. En oversikt over alle RBMK-reaktorer er gitt i vedlegg 1.

3.1 Utviklingen av RBMK-reaktoren

Utviklingen av vannkjølte grafittemodererte trykkrørsreaktorer startet med sovjetiske plutoniumproduserende reaktorer, og første reaktor ble satt i drift i 1948. Våpengrads plutonium har et relativt sett høyt innhold av plutoniumisotoper med lavt massetall, noe som forutsetter lav utbrenning av reaktorbrensel. Den mest praktiske løsningen for å sikre at brensel kunne stå kort tid til bestråling i reaktoren (lav utbrenning), var å konstruere en

reaktor som tillater bytte av brensel under drift, noe man kunne få til ved å fordele brenselet på flere trykkrør.

Sentralt i en RBMK-reaktor er en ca. 765 kubikkmeter stor grafitblokk, med vertikalt gjennomgående kanaler. Brenselet er plassert inne i kanalene omsluttet av trykkrør, hvor de ulike RBMK-1000 reaktorene har 1661 eller 1693 trykkrør. I tillegg kommer kanaler for kontrollstaver og instrumentering. Brenselet kjøles ved at vann fra hovedsirkulasjons-pumpene fordeles til de ulike trykkrørene. Siden hver kanal kjøles enkeltvis er det mulig å bytte brensel i en enkelt kanal ved hjelp av en spesiell brenselsbyttmaskin. Dette kan skje selv om reaktoren er under drift og i en RBMK er det vanlig å bytte brensel i ca. 400 kanaler pr. år.



Figur 2.1 Prinsippskisse av RBMK-reaktor (figur OECD-NEA etter tillatelse).

RBMK er i utgangspunktet en mer komplisert konstruksjon enn vanlige PWR (trykkvannsreaktor) og BWR (kokvannsreaktor), hvor alle brenselementene er plassert inne i en stor tank. Ulempen med en slik konstruksjon er at det er en stor utfordring å sikre seg mot lekkasje i et stort og komplisert rørsystem. RBMK-reaktorens tilhengere framhever på sin side at systemet blir mindre sårbart enn om man er avhengig av en enkelt reaktortank, og spesielt mindre sårbar enn PWR som er utsatt for et vesentlig høyere trykk. Samtidig inneholder primær kjølekrets i RBMK-reaktorer store mengder vann. Dette gir ekstra tidsmarginer for

å sette i gang korrigerende tiltak ved et eventuelt tap av kjøling.

Hensikten med grafitten i reaktorkjernen er å moderere (bremse ned) nøytroner slik at de kan inngå i nye spaltninger. Det prinsipielt svake punkt i denne konstruksjonen er at spaltningsprosessen i brenselet vil fortsette og endog tilta i styrke om kjølevannet skulle fordampe eller på annen måte forsvinne. Dette betegnes som en positiv dampreaktivitetskoeffisient. Dette står i motsetning til andre mye brukte reaktortyper, som PWR og BWR, der vann både fungerer som kjølemedium og nøytronmoderator og hvor spaltningsprosessen vil stoppe og effekten avta om kjølevannet skulle bli borte.

RBMK-reaktorer deles inn i tre generasjoner. Reaktorene bygget tidlig på 1970-tallet omtales som første generasjons RBMK. Andre generasjon RBMK-reaktorer bygger på den russiske OPB-82 standarden (fra 1982), mens tredje generasjons RBMK ble konstruert i henhold til OPB-88 standarden (fra 1988). Smolensk-3 som er i drift og Kursk-5 som ennå ikke er ferdigstilt, er eneste tredje generasjons RBMK-reaktorer.

RBMK ble opprinnelig ikke bygget med en solid bygningsmessig inneslutning slik man finner ved de fleste andre reaktorer i verden. Inneslutningens funksjon er å hindre utslipp til miljøet dersom det ved en ulykke bygger seg opp et stort overtrykk inne i reaktorhuset. Andre generasjons RBMK ble utstyrt med ALS ("accident localisation system"). Dette er et system hvor overtrykk ledes gjennom store mengder vann slik at radioaktive partikler og gass vaskes ut. En svakhet ved systemet er imidlertid at ALS ikke dekker hele den primære kjølekretsen og derfor vil være til lite hjelp om et rørbrudd oppstår utenfor området som er dekket.

Også i forhold til andre sikkerhetssystemer var det viktige forskjeller mellom RBMK-

generasjonene. Spesielt viktig er at nødkjølesystemet i første generasjons RBMK kun var dimensjonert i forhold til brudd i mindre rør. Mange sikkerhetsmessige svakheter var imidlertid felles og typiske for RBMK uansett generasjon. Disse er beskrevet i kapittel 4.

4 IAEAs vurdering av sikkerheten ved RBMK-reaktorer

IAEA etablerte i 1990 et ekstraordinært program for å bistå land i sentral og Øst-Europa for å vurdere sikkerheten ved deres førstegenerasjons VVER-reaktorer¹. Dette programmet ble i 1992 utvidet til også å omfatte RBMK og senere generasjoners VVER-reaktorer. Hensikten med programmet var:

- å identifisere større konstruksjons- og driftsmessige tema av sikkerhetsmessig betydning,
- å skape internasjonal konsensus om prioriteringer for å bedre sikkerheten og
- å gi bistand i vurderingen av fullstendighet og tilstrekkelighet i programmer for å bedre sikkerheten [1][2].

Programmet har opp gjennom årene gitt opphav til flere publikasjoner om sikkerheten ved RBMK-reaktorer, ikke minst en rangering og derved prioritering av sikkerhetsmessige tema. Programmet tok høyde for gjennomførte og pågående sikkerhetstiltak, og beskrev sikkerhetsmessig tilstand fra begynnelsen og mot midten av 1990 tallet. På grunn av etterfølgende oppgraderinger er ikke funnene representativt for dagens sikkerhetsnivå.

Sikkerhetsmessige problemområder ble delt inn i sju kategorier og det er i det følgende gitt en forenklet beskrivelse av innholdet i de ulike kategoriene [2,3]:

¹ VVER (Voda-Vodyanoi Energetichesky Reaktor (russisk), trykkvannsreaktor) er en russisk reaktortype og den mest utbredte reaktortypen i Øst-Europa.

4.1 Kjernekonstruksjon og -overvåkning

En viktig medvirkende årsak til Tsjernobylulykken var en positiv dampreaktivitetskoeffisient, noe som betyr at man fikk en økning i reaktivitet hvis kjølevannet fordamper. Samtidig var reaktorens kontroll og beskyttelsessystem for dårlig, blant annet ved at kontrollstavene brukte altfor lang tid for å stenge ned reaktoren.

Etter Tsjernobylulykken ble reaktorkjernen i samtlige RBMK-reaktorer modifisert, blant annet ved endret kjernekonfigurasjon og ved å introdusere et nytt, mer effektivt og raskere beskyttelsessystem. Til tross for disse endringene var det flere uløste problemer med reaktorkjernene i RBMK-reaktorer. Eksempelvis var det ikke full uavhengighet mellom kontroll- og beskyttelsessystem. Det hadde ved enkelte tilfeller vært problemer med å holde førstegenerasjons reaktorer underkritisk selv om reaktoren var stengt ned. Operative reaktivitetsmarginer var for smale. Datamodeller som ble brukt for å beregne nøytronkarakteristikk var for dårlige og tok ikke hensyn til endringer i trykk og temperatur. Det var problemer med å beskrive fordeling av reaktivitet mellom reaktorkjernens ulike deler. Videre ble det avdekket at det var gjort lite for å begrense den mekaniske skadevirkningen som damp med høyt trykk vil kunne ha på primær kjølekrets og på beskyttelsessystem.

4.2 Instrumentering og kontroll

I henhold til nåtidens sikkerhetstenkning skal alle viktige funksjoner bli ivaretatt av flere uavhengige og godt atskilte systemer og det skal være diversitet mellom komponentene, dvs. at komponentene skal basere seg på ulik teknologi og virkemåte. For RBMK-reaktorer var flere viktige instrumenterings- og kontrollsystemer dårlig atskilt og hadde liten grad av diversitet. Deler av utstyret var gammelt og det kunne stilles spørsmålsteget ved pålitelighet blant annet ved nødkjølesystemet. Hoveddatamaskinene var umoderne og det ble ikke gjennomført

periodisk vedlikehold og testing av alt utstyr. Grensesnittet og instrumentering i kontrollrommet som skal gi oversikt over reaktorens operative status var ufullstendig og uoversiktlig for personalet.

4.3 Integriteten til trykksatte komponenter

Inspeksjonsintervaller av trykksatte komponenter ble dårlig overholdt. Det hadde vært flere uhell hvor det hadde oppstått lekkasje på brenselkanaler. Manuell drift av brenselbyttmaskinen ble vurdert å kunne forårsake ekstra belastning på brenselkanalene og det manglet analyser av hvordan aldring og seismiske hendelser vil påvirke systemet. Deler av rørsystemet var plassert utenfor ALS.

4.4 Ulykkesanalyser

Det meste av analysearbeidet knyttet til mulige ulykker var blitt gjort mens reaktorene var på tegnebrettet og basert på teoretiske verdier og beregningsmodeller som var tilgjengelig da. I beregning av rørbrudd var det ikke tatt høyde for hvordan endringer i trykk og temperatur ville virke inn på reaktivitet og at selve bruddet kunne forårsake skade på omliggende komponenter og strukturer. Det var ikke gjort grundige analyser av konsekvenser ved fullstendig tap av elektrisitet. Videre var sannsynlighetsbaserte sikkerhetsanalyser (PSA), noe som var og er standard på alle vestlige kjernekraftverk, ikke utført. Konsekvenser av eksterne risikoer som flykraj, eksplosjon eller oversvømmelse var heller ikke analysert.

4.5 Sikkerhets- og hjelpesystemer

RBMK-modellen mangler, som nevnt i kapittel 2, en solid inneslutning i stål eller betong slik det er vanlig på kjernekraftverk ellers i verden. Hensikten med en slikt konstruksjon er å holde tilbake det trykket som dannes ved brudd i reaktortank eller kjølekretser. Andre-

generasjons RBMK har et såkalt "accident localisation system", dvs. et system hvor radioaktiv damp og partikler vaskes ved at det bobler gjennom store mengder vann. Svakheten med dette er at deler av primær kjølekrets er lokalisert utenom dette systemet, og at systemet derfor ikke vil ha noen effekt om lekkasje eksempelvis skulle inntre i en turbinhall. Systemet var samtidig ikke tett nok, og det var fare for lekkasje eksempelvis i gjennomføringer for rør og kabler.

Det var flere problemer knyttet til nødkjøle-systemet hvor manglende uavhengighet mellom systemene gjorde nødkjølefunksjonen sårbar overfor fellesfeil. Det var også usikkerhet knyttet til om systemet lot seg aktivere raskt nok ved uhell. I førstegenerasjon RBMK-reaktorer hadde systemet for liten kapasitet slik at det bare kunne takle brudd i rør med små dimensjoner.

Det elektriske systemet var generelt upålitelig og komponenter var ikke godt nok kvalifisert i forhold til miljøet de skulle brukes i. Tilsvarende var det også et problem med pålitelighet for vannforsyning og nødstrøm.



Røykdetektor installert i et norsk/svensk prosjekt ved Ignalina kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern)

4.6 Brannvern

RBMK var vesentlig dårligere beskyttet mot brann enn vestlige reaktorer. Mengden

brennbar materiale var på mange steder unødvendig stor. Man hadde ikke på samme måten som i vestlige kraftverk gjort forebyggende tiltak for å redusere konsekvensene av brann. Utstyret som ble brukt til å branndeteksjon hadde mangler både i forhold til følsomhet og pålitelighet, noe som reduserte sjansene for tidlig deteksjon. Automatisk brannslukkeutstyr fungerte i mange tilfeller ikke tilfredsstillende og brannpersonell var dårlig utrustet.

4.7 Operasjonell sikkerhet

Det ble generelt påvist at kjernekraftverkene hadde en mangelfull sikkerhetskultur og det var mangler ved så vel ledelse som organisasjon. Kvalitetssikringen var ikke tilfredsstillende, eksempelvis var det mangler ved systemer for dokumenthåndtering og det var i liten grad systematisert tilbakeføring av erfaringer fra hendelser. Det var mangelfulle rutiner for å dokumentere endringer i konstruksjonen. Drifts- og nødprosedyrer var uklare og dårlig dokumentert. Videre var opplæring i liten grad formalisert. Det var manglende programmer for tilstandkontroll og prosedyrer for vedlikehold og utstyr og instrumenter. Testresultater ble ikke lagret og systematisert og flere av kjernekraftverkene manglet programmer for strålevern.

5 Sikkerhetsanalyser av RBMK

Gode sikkerhetsanalyser er nødvendig for å vurdere sikkerheten ved en reaktor og er dessuten et grunnlag for å vurdere mulige tiltak for å bedre sikkerheten. Analysene som ble gjort før byggingen av RBMK-reaktorene var i utgangspunktet mangelfulle. Eksempelvis var det ikke utført PSA ("Probabilistic Safety Analyses"). PSA er en type analyse hvor sannsynlighet for feil kvantifiseres og hvor det i tillegg til en total risiko er mulig å beregne hvordan ulike systemer bidrar i risikobildet. I ettertid har det imidlertid blitt utført flere analyser av sikkerheten ved RBMK, hvor de viktigste er:

- EUs "pilot risk study" for RBMK-reaktorer. Denne studien, fra tidlig 1990 tallet, var begrenset ved at den baserte seg på antagelser om påliteligheten til komponenter og systemer istedenfor empiriske verdier. Studien gir allikevel en indikasjon på forskjeller og ulikheter mellom de tre generasjonene RBMK, fordi studien omfattet en reaktor av hver generasjon (Leningrad 1, Ignalina 2 og Smolensk 3).
- Barselinprosjektet - initiert i 1991 som et trilateralt samarbeid mellom Litauen, Russland og Sverige. Analyser ble gjennomført av Ignalina 2 med det svenske Barsebäckkraftverket som referanse. Prosjektet ble gjennomført i flere faser, der fase 4 omfattet en PSA med kvantifisering både av interne og eksterne risikoer.
- P&DSA² for reaktor 2 ved Leningrad kjernekraftverk. Ekspertter fra

² P&DSA = "Probabilistic and deterministic safety analyses") dvs. en analyse som både vurderer sannsynlighet for at feil skal inntre samt konsekvensen av dem.

Russland, Sverige, UK og USA deltok i denne studien, hvor sluttproduktet etter to gjennomførte faser omtrent motsvarte Barselina fase 4 i omfang. Studien omfattet både delvis og total skade på brensel. Starthendelser inkluderte både interne (transienter, interne branner LOCA³ og CCI⁴) og eksterne hendelser (oversvømmelser og missilangrep). Beregninger ble gjort for drift ved halv og full effekt, og omfatter en tidsramme på 24 timer fra start-hendelsen. Prosjektet ble gjennomført i perioden 1996-1999.

- Leningrad In-depth safety assessment (LISA). Omfanget av denne sikkerhetsrapporten tilsvarer det som fra vestlige lands nasjonale myndigheter forventes som underlag ved søknad om lisens for fortsatt drift av et kjernekraftverk. Prosjektet ble gjennomført med vestlig bistand og representerte en oppfølging av LNPP-P&DSA.
- Sikkerhetsrapport for reaktor 1 ved Kursk kjernekraftverk. Analysen ble gjennomført under en avtale fra 1995 mellom Russland og den europeiske banken for gjenoppbygging og utvikling (EBRD). Analysen ble etterfulgt av en internasjonal gjennomgang hvor nesten 40 vestlige eksperter fra Storbritannia, Tyskland, Nederland, Canada, Litauen, USA og Frankrike deltok i tillegg til 13 russiske eksperter. Rapporten ble lagt fram og godkjent av formannskapet for EBRDs gruppe for nukleær sikkerhet i mai 2004.
- Russisk PSA. Det er utført PSA nivå 1 for samtlige russiske RBMK reaktorer. Disse er sannsynligvis ikke allment

tilgjengelige, selv om total kjerne-smeltingsfrekvens ble rapportert under kjernesikkerhetskonsensjonen høsten 2004 for de reaktorer som på det tidspunkt var ferdig analysert.

I tillegg til dette er det gjort vurderinger knyttet til konkrete problemstillinger innen rammen av IAEAs ekstraordinære program. Dette inkluderer blant annet gjennomgang av sikkerheten ved ulike kjernekraftverk men også analyser av spesifikke problemstillinger og forslag til løsninger.

Strålevernet har i sine vurderinger i hovedsak basert seg på sikkerhetsrapporten for Kursk 1 og en uavhengig gjennomgang av denne. Disse antas å være de mest oppdaterte og relevante gjennomgangene av sikkerheten ved russiske RBMK-reaktorer i dag og representerer en vurdering opp mot internasjonale normer og praksis. Selv om det er noen forskjeller i oppgraderingsprogrammene for de ulike kjernekraftverkene, er rapporten dekkende for det sikkerhetsnivå man finner ved andre RBMK-reaktorer av første- og andregenerasjon.

³ LOCA = "Loss Of Coolant Accident", dvs ulykke med tap av kjøling.

⁴ CCI = "Common Cause Initiators", dvs. hendelser som kan forårsake fellesfeil.

6 Sikkerhetsmessige oppgraderinger

Omstendighetene bak Tsjernobylulykken i 1986 var knyttet til mangler ved sikkerhetskultur og organisering, men også ved at reaktortypen RBMK hadde konstruksjonsmessige svakheter som gjorde en slik ulykke mulig. Tiltak ble derfor iverksatt i etterkant av ulykken for å eliminere muligheten for at lignende ulykke skulle kunne skje ved andre kjernekraftverk. Viktige tiltak var omkonfigurering av reaktorkjernene for å dempe en sterk positiv damp-reaktivitets-koeffisient og bedre kontroll med kjernens reaktivitet.

Opp gjennom 1990 tallet ble det gjennomført omfattende tiltak for å bedre sikkerheten ved russiske RBMK-reaktorer. Oppgraderingsprogrammer ble laget for de ulike kjernekraftverkene, og det var en bredt internasjonalt engasjement i tillegg til russisk egeninnsats. Av de multilaterale aktørene var EU og EBRD svært viktige, og en rekke land som USA, Japan og de nordiske land bidro også med bilateral bistand. Grunnlaget for disse oppgraderingene var i stor grad vurderinger gjort innenfor rammen av IAEAs ekstraordinære program.

Mot slutten av 90 tallet og utover, ble det utviklet sikkerhetsanalyser for de ulike kjernekraftverkene og disse var en viktig del av grunnlaget for sikkerhetsmessige oppgraderinger. Russland finansierte hoveddelen av kostnadene for tiltakene, i takt med at landets økonomi ble bedret og at bidragene fra utenlandske fond ble redusert. Sikkerhetsmessige oppgraderinger ble også i større grad enn tidligere motivert ut fra et ønske om fortsatt drift etter endt designmessig levetid på 30 år, noe som var uforenlig med de forutsetninger som lå bak utenlandsk bistand.

Om man vurderer livsløpet til en RBMK-reaktor, er sikkerhetsmessige oppgraderinger i

stor grad knyttet til følgende milepæler:

- Revisjonsstopp.
Inntreer typisk en gang hvert år og intervallet mellom revisjonsstopp er hos RBMK tilpasset behovet for tilstandskontroll, utskiftninger og oppgraderinger siden brenselet blir byttet under drift, i motsetning til mange andre reaktorer hvor behovet for brenselbytte er med på å bestemme intervallene.
- Tilbakeføring av åpent rom mellom grafittblokk og trykkrør til opprinnelig tilstand.
Fordi grafitten sveller under drift av RBMK-reaktorer vil det åpne rommet mellom grafittblokk og trykkrørene gradvis reduseres og etter omtrent 20 års drift blir det nødvendig å bore opp kanalene på nytt. Denne operasjonen, "rechanneling", er en milepæl i levetiden for RBMK-reaktorer og er en operasjon som krever at reaktoren stenges av i en lengre periode. Denne driftsstansen har som regel blitt brukt til andre omfattende oppgraderinger, som å erstatte trykkrør og andre komponenter inne i reaktorkjernen.
- Ved fornyelse av lisens etter 30 år.
Fornyelse av lisens etter fylte 30 år representerer også en milepæl i forhold til sikkerhet ved RBMK og det har ved Leningrad-1 og Leningrad-2 vært store oppgraderinger for å møte skjerpede krav fra myndighetene.

Sikkerhetsmessige oppgraderinger har blitt utført i henhold til langsiktige programmer tilpasset hver enkelt reaktor og har bygget på generiske sikkerhetssvakheter dokumentert gjennom IAEAs ekstraordinære program. Resultater fra "safety missions" til ulike kjernekraftverk har også blitt tatt med i betraktning, i tillegg til resultater fra sikkerhetsanalyser og studier knyttet til spesifikke problemer.

EU og EBRD har vært viktige bidragsytere til sikkerhetsmessige oppgraderinger ved RBMK. Mens oppgraderinger tidligere hadde et stort innslag av utenlandsk medfinansiering, har kjernekraftverkene selv de siste årene i økende grad finansiert de fleste oppgraderingene. Samlet sett har det blitt brukt betydelige midler på sikkerhetstiltak. Eksempelvis rapporterte Russland under kjernekraftkonvensjonen at de i perioden 1989 til 2004 har brukt totalt 929 millioner US\$ på bedret sikkerhet ved Leningrad kjernekraftverk.

Det finnes flere spesifiserte lister og oversikter over sikkerhetsoppgraderinger som har blitt gjort ved RBMK-reaktorer. Nedenfor følger en summarisk gjennomgang av de viktigste oppgraderingene med utgangspunkt i den kategoriseringen som lå bak IAEAs vurderinger fra tidlig 1990 tall [2]:

6.1 Kjernekonstruksjon og -overvåkning

Samtlige reaktorkjerner av RBMK-typen gjennomgikk omfattende oppgraderinger i årene etter Tsjernobylulykken. For å senke den positive dampreaktivitetskoeffesienten ble nytt brensel med høyere anrikning introdusert samtidig med at det ble satt inn egne staver med absorbatormateriale. En ny generasjon brensel med homogen innblanding av absorbatormateriale har blitt tatt i bruk på enkelte reaktorer, og slikt brensel vil etter hvert bli brukt på alle RBMK-reaktorer. Kontroll- og beskyttelsessystem har blitt oppgradert i flere omganger, og det er introdusert et ekstra beskyttelsessystem for rask avstenging av reaktorene. Enkelte reaktorer har fått nytt system for overvåkning av kjernen, og dette planlegges også for andre.

6.2 Instrumentering og kontroll

I flere omganger er det gjort oppgraderinger på instrumentering og kontroll. Kontroll- og beskyttelsessystem har blitt oppgradert i forhold

til separasjon og uavhengige kanaler. Det er innført flere nøytron-detektorer i kjernen og kjølesystemer har blitt forbedret. Eksempelvis, for første generasjons RBMK er det installert ekstra nødkjølepumper. Oppgradering av første generasjons reaktorer har også omfattet utskifting av hoveddatasystemet.

6.3 Integriteten til trykksatte komponenter

Det er utviklet nye programmer for inspeksjon av trykksatte komponenter. Nyere vestlige teknikker er tatt i bruk ved tilstandskontroll både under drift og under revisjonsstopp. I de reaktorer som har gjennomgått "rechannelling" har store deler av primær kjølekrets blitt byttet og man har fått bukt med lekkasje problemer fra trykkrør. Det er gjennomført beregninger i forhold til trykksatte komponenters stabilitet under jordskjelv.



Fra turbinhall ved Leningrad kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern).

6.4 Ulykkesanalyser

Det er gjennomført konsekvensberegninger og sannsynlighetsbaserte sikkerhetsanalyser (PSA) for flere reaktorer, noen av dem i samarbeid med utenlandske miljøer. Analysene inkluderer også forhold som brann, jordskjelv og oversvømmelse. Vestlige beregningsmodeller er benyttet, samtidig som det også har skjedd en betydelig utvikling i russiske simuleringskoder.

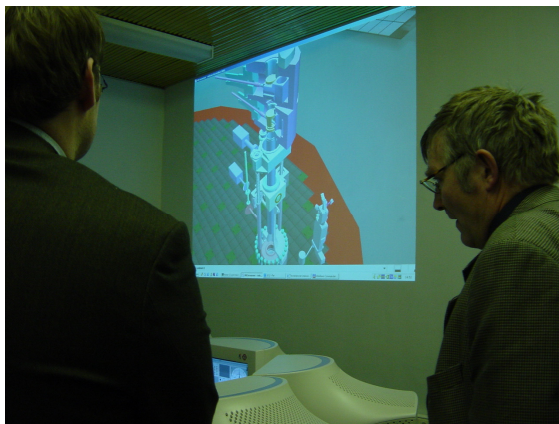
6.5 Sikkerhets- og hjelpesystemer

Sikkerhetssystemer er oppgradert og spesielt viktig er oppgraderinger i nødkjølesystemene, der spesielt førstegenerasjons RBMK hadde store mangler. Likeledes har det blitt gjort oppgraderinger av vannforsyning og nødstrøm.

Utslippsbarrierene ved Leningrad-1 og Leningrad-2 er oppdatert i forhold til lekkasjetetthet blant annet ved at reaktorbygningen har også blitt kledd med stålplater. Det har også blitt gjort oppgraderinger i forhold til lekkasjetetthet for bygningsmessige strukturer. Dette vil imidlertid ikke erstatte en solid inneslutning.

6.6 Brannvern

Det er gjennomført brannanalyser og tiltak for å øke passiv og aktiv brannsikkerhet.



Norskfinsiert treningssimulator for personell som deltar i brenselbytte ved Leningrad kjernekraftverk (Foto IFE).

6.7 Operasjonell sikkerhet

Operativ sikkerhet er vesentlig forbedret de siste år bl.a. ved utvikling av driftsprosedyrer, nødprosedyrer, programmer for tilstandskontroll og vedlikehold etc. Opplæringsprogram er utviklet og kjernekraftverkene har i dag simulatorer for trening av driftspersonell.

7 Dagens sikkerhetsnivå

7.1 Russlands rapportering under konvensjonen om kjernesikkerhet

Russland, som part i konvensjonen om kjernesikkerhet ("Convention on Nuclear Safety"), er underlagt en rekke krav til sikkerhet ved sine kjernekraftverk og nasjonalt rammeverk rundt reaktordrift. Et viktig prinsipp er at land som tilslutter seg denne konvensjonen skal gjennomføre vurderinger av sikkerheten ved sine installasjoner og om nødvendig iverksette oppgraderinger. Om oppgraderinger ikke er mulig forplikter parten seg til nedstenging. Konvensjonen har også en treårig rapporteringsmekanisme hvor land gjennomgår hverandres rapporter og stiller spørsmål. Russland leverte sammen med de andre konvensjonspartnerne sin rapport høsten 2004, og fikk under gjennomgangen våren 2005 totalt 244 oppfølgings spørsmål.

Konklusjonene i Russlands rapport er at landet etterlever kravene i konvensjonen om kjernesikkerhet. Dette innebærer blant annet at landet har:

- en uavhengig og bemyndiget sikkerhetsmyndighet,
- et tilstrekkelig legalt rammeverk og prioritet på sikkerhet,
- tilstrekkelige økonomiske og menneskelige ressurser til sikker drift,
- tar tilstrekkelige hensyn til den menneskelige faktor,
- oppfyller krav til kvalitetssikring,
- gjør de nødvendige vurderinger av og verifikasjon av sikkerhet,
- har et system for strålevern basert på

det internasjonalt aksepterte ALARA ("As Low As Reasonable Achievable") prinsippet,

- har gjort de nødvendige beredskapsmessige tiltak og
- etterlever konvensjonens krav til sikkerhet ved lokalisering, konstruksjon og bygging samt drift av kjernekraftverk.

Russlands strategi for å etterleve konvensjonens krav for eksisterende reaktorer har vært sikkerhetsmessige oppgraderinger. Stengning av anlegg har i liten grad vært tema. Tidsfristen Russland har satt for ferdigstilte oppgraderinger har for førstegenerasjons reaktorer vært knyttet til tidspunktet for forlenget drift ut over 30 års designlevetid. Ved rapporteringen til sikkerhetskonvensjonen høsten 2004, ble RBMK-reaktorene Leningrad-1, Kursk-1 og Kursk-2 samt VVER-440 reaktorene Novovoronezh-3, Novovoronezh-4, Kola-1 og Kola-2 rapportert som ferdig oppgraderte.

Russland rapporterer også at majoriteten av de mest akutte sikkerhetsmessige svakheter⁵ samt de fleste mindre akutte sikkerhetsmessige svakheter er løst. Russland rapporterer også at samtlige operative kjernekraftverk etterlever IAEA's anbefalinger, INSAG-12⁶, om at sannsynligheten for kjernesmelting skal være lavere enn en hvert ti tusen driftsår. (10^{-4} driftsår⁻¹). Russland utvikler analyser av sannsynlighet for større utslipp, såkalte PSA nivå 2. Utfallet for disse analysene er av særlig interesse for RBMK-reaktorer på grunn av manglende reaktorinneslutning.

⁵ IAEA database for sikkerhetsrelevante forhold ved VVER- og RBMK-reaktorer rangerer sikkerhetsmessige temaer fra 1 til 4 etter alvorlighetsgrad. Russland rapporterer å ha løst alle tema med rangering 3 og 4 (mest alvorlig) samt de fleste med rangering 1 og 2.

⁶ International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) er en rådgivende gruppe for IAEA. INSAG-12 publikasjonen "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants" er en nye brukt referanse for sikkerhet ved kjernekraftverk.

7.2 Internasjonal gjennomgang av sikkerhetsrapporten for Kursk-1

Russlands konvensjonsrapportering om bedret sikkerhet ved RBMK støttes blant annet av EBRDs gjennomgang av sikkerhetsanalysen ved Kursk 1, selv om flere mangler blir påpekt. Konklusjonen i denne rapporten slår blant annet fast at [4]:

"The safety of Kursk Unit 1 has greatly improved by a programme of engineering measures over the recent years, particularly by introducing diversity of emergency core cooling, and of reactor shutdown. In some cases, deficiencies in detail (either in the documentation, or by implementation by the plant itself) have been observed and reported"

Når det gjelder de sikkerhetsmessige svakheterne dokumentert gjennom IAEAs ekstraordinære program, konkluderer rapporten:

"The important deviations from the current Russian regulations and the IAEA safety issues for RBMK are either fully resolved or are being addressed to the extent possible by compensatory measures to further reduce the risk".

I formuleringen "to the extent possible" ligger det en vurdering av at det ikke fullt ut er mulig å etterinstallere en ytre utslippsbarriere. Gjennomgangen av sikkerhetsrapporten anser manglende inneslutning som et brudd på prinsippet om dybdeforsvar og finner det heller ikke godtgjort at de kompenserende tiltakene som er satt i verk fullt ut erstatter en inneslutning.

Gjennomgangen påpeker også flere andre mangler i sikkerhetsrapporten, blant annet:

- manglende detaljeringsgrad,
- manglende analyser av ulykker som ikke er tatt høyde for som basis for

konstruksjonen,

- manglende vurderinger av dybdeforsvar,
- mangler i pålitelighetsanalyse,
- manglende diskusjoner om kvalifisering av utstyr i henhold til bruk,
- manglende dypere analyse av virkningen av interne og eksterne farer på systemer og deres virkemåte samt
- manglende diskusjon om sikkerhetskultur.

På bakgrunn disse forhold nevnt over, ble det valgt å oppgradere sikkerhetsrapporten for Kursk-1. Først etter at dette arbeidet er utført vil det være mulig fullt og helt å skille mangler ved reaktoren fra svakheter i analysene.

7.3 Hendelser og ulykker

Alle begivenheter som avviker fra normal drift blir ved kjernekraftverk registrert og kategorisert i henhold til en internasjonal skala for atomuhell, INES (International Nuclear Event Scale). Dette er en skala med en grunnstruktur på sju nivåer, og hvor klassifiseringen skjer etter klart definerte kriterier [5]:

- Avvik uten sikkerhetsmessig betydning klassifiseres som 0 eller under skalaen, og slike vil normalt forekomme flere ganger i året på alle kjernekraftverk.
- Hendelser klassifiseres etter alvorlighet fra nivå 1 til nivå 3. Den minst alvorlige av disse, "avvik" (INES 1), vil normalt kunne forekomme et par ganger i løpet av levetiden for en reaktor. Definisjonen av INES 1 er at disse hendelsene medfører reduksjon i sikkerhetsnivå gjennom avvik utover autoriserte driftsbetingelser. INES 2, "hendelse", forekommer på verdensbasis gjerne bare noen få ganger pr. år. "Alvorlige hendelser" (INES 3) er det på verdensbasis flere

års mellomrom mellom.

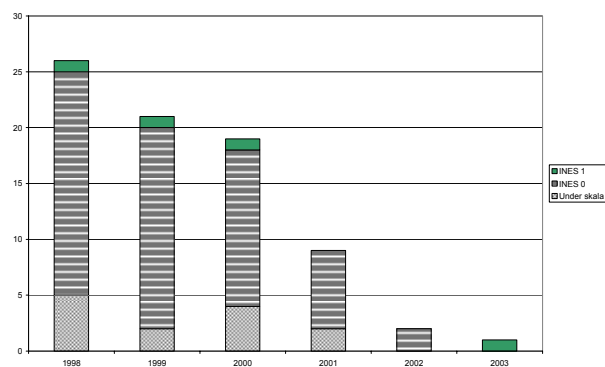
- Ulykker (INES 4 og oppover) har bare forekommet noen få ganger i historien. Tsjernobylulykken i 1986 er den eneste ulykken som har hatt store utslipp med omfattende helse- og miljøkonsekvenser og var en INES-7 ulykke.



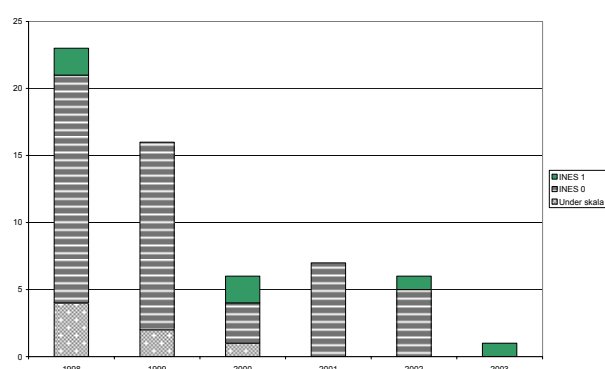
Fra Tsjernobyl kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern).

Russland har rapportert alle hendelser ved sine reaktorer for gjeldende rapporteringsperiode, og dette er gjengitt i figur 6.1-3. I perioden 1998 til 2003 har det ikke vært hendelser med alvorlighetsgrad over INES 1 og samlet sett har det vært 10 hendelser av denne kategorien fordelt på 11 RBMK-reaktorer over 6 år. Dette antallet er ikke unormalt høyt, heller ikke sammenlignet med vestlige kjernekraftverk.

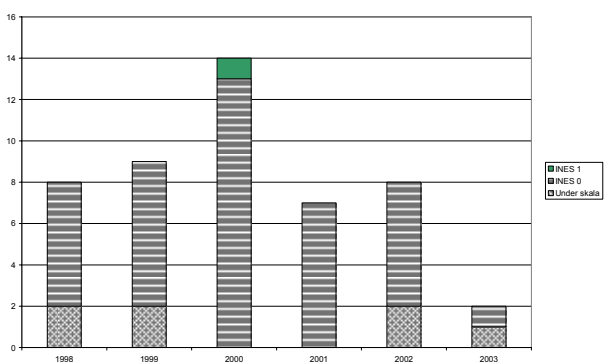
Konvensjonen om tidlig varling av atomulykker ("Convention on Early Notification of a Nuclear Accident") setter krav til rapportering av hendelser ved atomanlegg til de land som kan tenkes å bli fysisk berørt av hendelsen. Til nå har det ikke skjedd noen ulykker ved russiske reaktoranlegg med alvorlighet som tilsier varsling under denne konvensjonen. Norge har i tillegg en bilateral varslingsavtale med Russland og ønsker å senke terskelen for informasjonsutveksling ved hendelser på grunn av det spesielle fokuset man har på enkelte russiske reaktorer.



Figur 6.1. Antallet hendelser ved Kursk kjernekraftverk



Figur 6.2: Antallet hendelser ved Smolensk kjernekraftverk



Figur 6.3: Antallet hendelser ved Leningrad kjernekraftverk

7.4 Sikkerhetsanalyser

Antallet hendelser med liten eller ingen sikkerhetsmessig betydning har begrenset verdi som indikator for sikkerhet ved kjernekraftverk, selv om et høyt antall slike kan være en indikasjon på driftsmessige problemer. Hyppigheten av feil og mindre hendelser er imidlertid data som inngår i PSA. Reaktorens konstruksjon vil, sammen med de betingelser den drives under, være av avgjørende betydning for robusthet i forhold til at mindre hendelser utvikler seg til noe mer alvorlig. IAEAs internasjonale rådgivingsgruppe for kjerne-sikkerhet (INSAG) har anbefalt at sannsynligheten for ulykker med omfattende skade på brensel ikke bør overstige 1 pr. 10 000 til driftsår, mens sannsynligheten for ulykke med konsekvenser utenfor anlegget ikke bør overstige 1 pr. 100 000 driftsår.

Russland rapporterte under Kjernesikkerhetskonvensjonen høsten 2004 sannsynligheten for ulykke med smelting av brensel fra 1 pr. 100 000 driftsår til 1,6 pr. 10.000 driftsår, hvor de laveste verdiene gjaldt for den fullt moderniserte Leningrad-1 og tredjegerasjonsreaktoren Smolensk-3. PSA verdier bygger på en rekke forutsetninger, slik at man må være svært forsiktige med å sammenligne verdier fra ulike analyser, eksempelvis for forskjellige reaktorer. Det er imidlertid flere eksempler fra øst-europeiske kjernekraftverk, blant annet fra Leningrad kjernekraftverk, på at sikkerhetsmessige oppgraderinger har redusert risiko for kjernesmelting med opp mot 99 %.

En rapport utarbeidet av det russiske instituttet IBRAE på oppdrag fra Statens strålevern angir sannsynlighet for kjernesmelting med skade på brensel i 9 trykkrør eller mer i intervallet fra 2 pr. 100000 driftsår til 7,5 pr. 1000000 driftsår. Siden en ulykke med utslipp må antas å forutsette omfattende skade på brensel, kan disse verdiene antas som en første tilnærming for å beregne sannsynlighet for ulykker med konsekvens ut over anlegget. Russland opplyste under kjernesikkerhetskonvensjonen at PSA nivå 2 var planlagt men ikke var tidfestet. Slike

analyser vil kvantifisere sannsynligheten for ulykke med utslipp og bestemme mulige forløp for slike ulykker.

7.5 Ikke-tekniske forhold

Det finnes en rekke såkalte ”myke” faktorer med betydning for sikkerhet, eksempelvis ledelse, organisering, sikkerhetskultur, opplæring, prosedyrer, vedlikeholdsprogrammer og dokumentasjon. I Sovjetunionens tid var det store mangler ved alle disse faktorene ved østeuropeiske kjernekraftverk. Menneskelig og organisatorisk svikt var også medvirkende årsak bak Tsjernobylulykken i 1986.

Driften av RBMK-reaktorene er vesentlig annerledes nå enn før Tsjernobylulykken. Prosedyreverk er bygget opp etter moderne prinsipper og det blir foretatt beregninger ved hjelp av kjernemodeller i forkant av større endringer i driftsparametere. Det er ved de ulike kjernekraftverkene bygget opp opplæringsentre hvor opplæringen har blitt systematisert og kvalitetssikret, blant annet gjennom bruk av ”fullscope”-simulator. Som bidrag til treningsfunksjonen har Norge ved bilateral bistand til Leningrad kjernekraftverk utviklet programvare og metodikk for trening av personell som deltar i bytte av brensel og i spesielt krevende vedlikeholdsoperasjoner.

Tidlig på 1990 tallet var de fleste kjernekraftverk i Russland i realiteten konkurs. Det var store problemer med å få inn utestående fordringer, med påfølgende problemer med å betale lønninger, drift og sikkerhetsmessige oppgraderinger. I takt med en generell bedring i russisk økonomi har også det økonomiske fundamentet rundt kjernekraftsektoren blitt styrket, og de er i dag i stor grad i stand til selv å finansiere sikkerhetstiltak.

8 Levetid

Aldring av komponenter og systemer vil være en faktor som virker inn på sikkerheten ved reaktorer. Sannsynlighet for feil vil øke etter hvert som slutten på spesifisert teknisk levetid nærmer seg. Komponenter kan også være utsatt for slitasje eller degradering av material-egenskaper gjennom bestråling, eller korrosjon eller bli umoderne. Virksomhetene som driver kjernekraftverk bruker derfor store ressurser på å motvirke effekter av aldring. Komponenter byttes som en del av det løpende forebyggende vedlikeholdet og systemer moderniseres og forbedres fortløpende. Oppgraderinger og utbytting av komponenter og systemer starter når en reaktor er ny og pågår kontinuerlig gjennom hele reaktorens levetid. Beslutningsgrunnlag for utskiftingene fremskaffes ved fortløpende tester og kontroller av utstyr og komponenter. På grunn av den vitale betydning for sikkerhet er omfattende programmer for testing, vedlikehold og oppgraderinger et myndighetskrav ved reaktordrift.

I utgangspunktet kan de fleste komponenter i en reaktor byttes ut, men det finnes visse unntak. I praksis vil levetiden for en reaktor være begrenset av levetiden til de ikke-utbyttbare komponenter. Når man ved nybygg fastsetter en designmessig levetid, begrunnes denne med en minste forventet levetid for ikke-utbyttbare deler. Tidligere var det vanlig å anta en designmessig levetid på 30 år, men erfaringer fra verdens reaktoranlegg viser at den faktiske levetiden for ikke-utbyttbare deler av reaktorene i de fleste tilfeller overstiger 30 år. Under byggingen av den nye reaktoren Olkiluoto-3 har finske myndigheter tatt hensyn til dette og spesifisert at minste forventede levetid for ikke-utbyttbare deler av reaktorens konstruksjon skal være 60 år.

Levetid og økonomi er knyttet tett sammen ved at kostnader til sikkerhetsmessige oppgraderinger må stå i forhold til forventet inntjening i gjenstående levetid. Et akkumulert behov for vedlikehold og modernisering vil

bidra til tidligere stenging samtidig som et anlegg i topp stand vil kunne fortsette driften. Dette skyldes at myndigheter tildeler lisens på grunnlag av sikkerhetsnivå. I enkelte land vil imidlertid politiske forhold være av avgjørende betydning for levetiden. Eksempelvis var nedstengingen av Barsebäckverket i Sverige et resultat av et politisk vedtak.

Praktiseringen av levetidsspørsmålet er for russiske kjernekraftverk i prinsippet ikke vesentlig annerledes enn i andre land. Russland har bestemt seg for å øke levetiden med anslagsvis 10 til 20 år etter nådd designlevetid på 30 år. Dette gjelder for samtlige kjernekraftreaktorer, uavhengig av reaktorgenerasjon og uavhengig av støtte fra Norge eller andre vestlige land. Selve levetidsforlengelsen skjer ved at operatøren søker om lisens for fortsatt drift, og ved at kjernesikkerhetsmyndigheten Rostekhnadzor tildeler lisens ut fra vurdering av dokumentasjon på sikkerheten. Russiske kjernesikkerhetsmyndigheter har krav om at programmer for oppgraderinger må være gjennomført før tillatelse kan gis for fortsatt drift etter fylte 30 år. Disse oppgraderingene har blitt gjort og ut fra et perspektiv om at fortsatt drift vil være lønnsom til tross for investeringer i utskifting av komponenter og sikkerhetsoppgraderinger. Kalkyler av denne typen var tidligere publisert på den engelskspråklige versjonen av hjemmesiden til Leningrad kjernekraftverk.

Under kjernesikkerhetskonvensjonen opplyste russiske myndigheter at de heller ikke anser 10 til 20 år ut over 30 års drift som en absolutt begrensning, men at den faktiske begrensningen er levetiden på de ikke-utskiftbare delene av reaktorene. For en RBMK-reaktor omfatter dette metallstrukturer i reaktoren, "kassen" rundt grafittblokken, ytre utslippsbarrierer (der det finnes), dampseparatorer og øvrige bygningsmessige strukturer.

Det er imidlertid viktig å være oppmerksom på at selv om russiske planer omfatter drift i 10 til 20 år, har lisensen fra russiske myndigheter en

vesentlig kortere varighet. Selv om det i Russland finnes eksempler på lisenser med kortere varighet, ser det nå ut til at Rostekhnadzor nå praktiserer en varighet på 5 år for sine lisenser. De senere år har vist at utviklingen i Russland går raskt fremover og at kravene stadig skjerpes. Utfallet av framtidige søknader om fornyet lisens er derfor ikke gitt.



Fra kontrollrom ved Leningrad kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern).

9 Konklusjon

Med utgangspunkt i et lavt sikkerhetsnivå har Russland i årene etter Tsjernobylulykken i 1986 gjort store framskritt i å forbedre sikkerheten ved RBMK-reaktorene. Generiske mangler dokumentert gjennom IAEOs ekstraordinære program dannet tidligere basis for dette arbeidet, men etter hvert har oppgraderingene blitt gjort med utgangspunkt i sikkerhetsanalyser for den enkelte reaktorer. I tillegg til rent konstruksjonsmessige forbedringer, har det blitt gjort omfattende tiltak for å bedre prosedyrer, opplæring, tilstandskontroll etc. Det har ikke vært noen alvorlige hendelser de siste årene og antallet hendelser av sikkerhetsmessig betydning har ikke vært unormalt høyt.

Reaktortypen RBMK forbindes ofte med Tsjernobylulykken i 1986. Endret konfigurasjon av reaktorkjernen og oppgraderinger av system for kontroll og beskyttelse av reaktorkjernen er utført for å hindre gjentagelse av en slik ulykke. Samtidig er de driftsmessige forholdene vesentlig forbedret, blant annet ved at kjerne-modeller nå brukes prediktivt ved endring av driftsbetingelser. Modellene som brukes til å simulere reaktorene har også blitt vesentlig forbedret etter 1986.

Sikkerhetsrapporten og den internasjonale gjennomgangen påpeker flere vesentlige mangler ved Kursk-1. Det anføres at det i analysene på flere punkt er gjort forutsetninger som ikke er godt nok underbygget, og det er også avdekket mangler ved reaktoren. Sikkerhetsnivået som beskrives kan vurderes som representativt også for de andre RBMK, gitt at analysene bygger på en forutsetning om en ferdig modernisert reaktor, noe som pr. dags dato (april 06) strengt tatt bare gjelder for de to eldste reaktorene ved Leningrad kjernekraftverk. På den annen side var utgangspunktet for oppgraderinger noe bedre på andregenerasjons RBMK.

I utgangspunktet er de fleste komponenter i et kjernekraftverk utbyttbare, og endringer i den opprinnelige konstruksjonen har uten tvil gitt en vesentlig bedring i sikkerheten. Ikke-utbyttbare deler av reaktoren vil imidlertid alltid være et problem, og det vil være en varig ulempe at disse reaktorene ikke har en inneslutning og at strukturer ikke er dimensjonert for det overtrykk man kan få ved en alvorlig ulykke. Sikkerhetsrapporten for Kursk-1 ga heller ingen klar berettigelse av at alternative løsninger vil være en fullgod erstatning for en solid inneslutning. Tilsvarende har også utslippsbarrierene for andregenerasjons RBMK sine begrensninger, blant annet i at de ikke omfatter hele primærkretsen. Disse må allikevel antas som vesentlig bedre enn for første generasjon RBMK, til tross for de oppgraderinger som her blitt gjort.

I sum er det godt underbygget at sikkerheten ved russiske RBMK i dag er vesentlig bedre enn for 20 år siden da Tsjernobylulykken inntraff. Antar man at funnene under gjennomgangen av sikkerhetsanalysen for Kursk-1 er representative for andre RBMK-reaktorer, gir disse en indikasjon på at sikkerheten ikke har nådd et nivå tilsvarende det man finner i Norden. Dette til tross for at Russland under kjerne-sikkerhetskonvensjonen rapporterer å være innefor de mål som IAEA setter for forventet sannsynlighet av brenselsskade og ulykke med utslipp.

Økonomisk krise i Russland opp gjennom 1990-tallet gjorde at det ble bygget langt færre kjernekraftverk enn planlagt samtidig som ferdigstillingen av påbegynte reaktorer dro ut i tid. Økonomiske forhold var nok også en medvirkende årsak til fortsatt drift av eksisterende RBMK-reaktorer framfor å erstatte disse med nye reaktorer. Det er også i Russland en forståelse av at RBMK-konstruksjon har sine begrensninger slik at man neppe kan nå samme sikkerhetsnivå som i et nytt kjernekraftverk, og at disse reaktorene etter hvert bør fases ut.

Russiske myndigheter opererer, for samtlige kjernekraftverk inkludert RBMK, med planer

om drift i 10-20 år etter oppnådd designlevetid på 30 år. For operative RBMK tilsier det en utfasing mellom 2013 og 2040, og for Kursk-5 mellom 2050 og 2060, gitt at denne tas i drift i 2010. Ved Leningrad kjernekraftverk er arbeidet med en femte reaktor startet, og denne er planlagt ferdigstilt i 2012. Dette vil være en moderne 1500 MW reaktor av VVER-typen, og russiske planer tilsier at Leningrad kjernekraftverk utvides med en tilsvarende i 2014. Denne kapasiteten vil gi et grunnlag for utfasing av eksisterende RBMK-reaktorer.

Selv om det er stor usikkerhet om hva som vil skje flere tiår fram i tid, ser det ut til at Russland vil basere deler av sin el-forsyning på RBMK-reaktorer, også etter at Ignalina-2 som siste ikke-russiske RBMK legges ned i 2009. Utviklingen i Russland framover vil være av stor betydning for sikkerhet og fortsatt drift ved eksisterende RBMK-anlegg. Sammenlignet med bare et tiår tilbake er Russland i vesentlig større grad i stand til selv å ta hånd om de sikkerhetsmessige utfordringer ved sine kjernekraftverk. En fortsatt positiv økonomisk utvikling vil være viktig for den takten for utfasing av RBMK-reaktorer.

10 Referanseliste

[1] Database of safety issues of WWER and RBMK reactors. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 2000 (CD-Rom).

[2] Final report of the programme on the safety of WWER and RBMK nuclear power plants. IAEA-EBP-WWER-15. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 1999.

[3] RBMK nuclear power plants: Generic safety issues. IAEA-EBP-RBMK-04. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 1996.

[4] Bolshov L, Chouha M. International review of the safety analysis report of Kursk nuclear power plant, unit 1 - major results and conclusions.

http://www.eurosafeforum.org/products/data/5/pe_79_24_1_1_05_internat_review_kursk_031104.pdf?PHPSESSID=efc72df65846675f494b4a90131aef7c (27.01.06)

[5] The International nuclear event scale (INES): Users manual. 2001 Edition. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 2001.

Vedlegg 1: Oversikt over RBMK-reaktorer

Navn	Type	Land	Ferdigstilt	Generasjon	Status
Leningrad-1	RBMK-1000	Russland	1973	1	I drift
Leningrad-2	RBMK-1000	Russland	1975	1	I drift
Leningrad-3	RBMK-1000	Russland	1979	2	I drift
Leningrad-4	RBMK-1000	Russland	1981	2	I drift
Kursk-1	RBMK-1000	Russland	1976	1	I drift
Kursk-2	RBMK-1000	Russland	1979	1	I drift
Kursk-3	RBMK-1000	Russland	1983	2	I drift
Kursk-4	RBMK-1000	Russland	1985	2	I drift
Kursk-5	RBMK-1000	Russland		3	Under bygging
Smolensk-1	RBMK-1000	Russland	1982	2	I drift
Smolensk-2	RBMK-1000	Russland	1985	2	I drift
Smolensk-3	RBMK-1000	Russland	1990	3	I drift
Tsjernobyl-1	RBMK-1000	Ukraina	1977	1	Stengt 1996
Tsjernobyl-2	RBMK-1000	Ukraina	1978	1	Stengt 1991
Tsjernobyl-3	RBMK-1000	Ukraina	1981	2	Stengt 2000
Tsjernobyl-4	RBMK-1000	Ukraina	1983	2	Stengt 1986
Ignalina-1	RBMK-1500	Litauen	1983	2	2004
Ignalina-2	RBMK-1000	Litauen	1987	2	I drift, stenges 2009

StrålevernRapport 2006:1
Virksomhetsplan 2006

StrålevernRapport 2006:2
Statens strålevern i Mammografiprogrammet
Resultater fra teknisk kvalitetskontroll hentet fra
databaseprogrammet TKK

StrålevernRapport 2006:3
Avvikshåndtering ved norske stråleterapisentre

StrålevernRapport 2006:4
The Norwegian UV Monitoring Network 1995/96 - 2004

