

Kola kjernekraftverk

En gjennomgang av dagens sikkerhetsnivå



Referanse:

Larsen E., Mattsson H: Kola kjernekraftverk. En gjennomgang av dagens sikkerhetsnivå. StrålevernRapport 2006:22. Østerås: Statens strålevern, 2006.

Emneord:

Reaktorsikkerhet, sikkerhetsanalyser, hendelser, oppgraderinger, VVER, Kola

Resymé:

Rapporten dokumenterer sikkerhetsnivået for reaktorene ved Kola kjernekraftverk, samt gjør en gjennomgang av de tiltak som er gjort for å forbedre sikkerheten.

Reference:

Larsen E., Mattsson H.: Kola NPP. An overview of the safety level. StrålevernRapport 2006:22. Østerås: Norwegian Radiation Protection Authority, 2006. Language: Norwegian.

Key words:

Reactor safety, safety analyses, incidents, upgrade, VVER, Kola

Abstract:

The report reviews the present safety level at the reactors at Kola NPP and reviews the upgrades made to improve the safety.

Prosjektleder: Erlend Larsen.

Godkjent:



Gunnar Saxebøl, avdelingsdirektør, Avdeling Strålevern og sikkerhet.

25 sider.

Utgitt 2006-12-20.

Opplag 150 (06-12).

Form, omslag: Lobo Media AS, Oslo.

Trykk: Lobo Media AS, Oslo.

Forside foto: Kola kjernekraftverk

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

Kola kjernekraftverk
En gjennomgang av dagens sikkerhetsnivå

Erlend Larsen
Håkan Mattsson

Statens strålevern
Norwegian Radiation
Protection Authority
Østerås, 2006

Innhold

1	Sammendrag	5
2	Innledning	5
3	VVER reaktortypen	5
3.1	IAEA vurderinger av sikkerheten ved første generasjons VVER- reaktorer	7
3.2	IAEA vurderinger av sikkerheten ved andre generasjons VVER- reaktorer	10
3.3	Vurderinger av sikkerheten ved VVER- reaktorer i medlemsland og kandidatland til EU.	11
4	Sikkerhetsmessige oppgraderinger ved Kola kjernekraftverk	12
4.1	Norsk bistand	14
5	Dagens sikkerhetsnivå ved Kola kjernekraftverk	15
5.1	Sikkerhetsanalyser	15
5.2	Utslippsbarrierer	16
5.3	Hendelser	17
6	Levetid	18
7	Konklusjon	20
8	Referanseliste	22

1 Sammendrag

Kola kjernekraftverk består av fire reaktorer av typen VVER-440, hvor to reaktorer er av første generasjon og to av andre generasjon. Arbeider i regi av IAEA tidlig på 90 tallet dokumenterte sikkerhetsmessige mangler ved VVER-reaktortypen, hvor de mest alvorlige relaterte seg til reaktorene av første generasjon. Disse reaktorene hadde blant annet langt dårligere barrierer mot utslipp enn vestlige reaktorer og viktige sikkerhetssystemer manglet redundans, dvs. at samme funksjonalitet ikke i tilstrekkelig grad ble ivaretatt av flere uavhengige systemer. Driftsmessige mangler omfattet blant annet mangler med tilstandskontroll, sikkerhetsanalyser, prosedyrer og kvalitetssystemer.

Fra tidlig 90-tallet og fram til nå har det vært omfattende oppgraderinger av sikkerheten ved Kola kjernekraftverk, spesielt ved de to førstegenerasjons reaktorene. Totalt er det brukt 1,8 milliarder kroner på dette arbeidet, hvor det meste har kommet fra russiske fond. Norge og andre vestlige land har også bidratt, og disse bidragene var spesielt viktige under den økonomiske krisen i Russland på siste halvdel av 90-tallet. Sikkerhetstiltak har medført at dokumenterte mangler har blitt rettet og det er en betydelig reduksjon i antallet irregulære hendelser. Sannsynligheten for en alvorlig ulykke er vesentlig redusert. På lik linje med alle andre kjernekraftreaktorer i Russland vil driftstiden ved reaktorene på Kola kjernekraftverk bli forlenget med 10 til 20 år.

For de to eldste reaktorene ved Kola kjernekraftverk har skjerpede myndighetskrav medført at reaktorene har blitt oppgradert betydelig. Underliggende kostnader har vært vesentlige og programmet for levetidsforlengelse har i sin helhet blitt finansiert fra russiske fond.

2 Innledning

Hensikten med denne rapporten er å gi en beskrivelse av de sikkerhetsmessige problemene som fantes på Kola kjernekraftverk før moderniseringen, de tiltakene som har blitt gjennomført og de indikatorer man i dag har for sikkerheten. Rapporten er en oppfølging av tilsvarende rapport for russiske RBMK-reaktorer [1], dvs. reaktorer av samme konstruksjon som dem ved Tsjernobyl kjernekraftverk.

Russiske kjernekraftverk har etter oppløsningen av Sovjetunionen vært gjenstand for stor åpenhet. Fordi tilsvarende reaktorer som dem ved Kola kjernekraftverk også finnes i flere land i Øst-Europa burde de fleste sikkerhetsmessige mangler være godt dokumentert, ikke minst gjennom arbeidet i regi av IAEA. Dagens sikkerhetsnivå ved russiske reaktorer har blitt grundig redegjort for av russiske myndigheter ved Russlands rapportering under konvensjonen om kjernesikkerhet. Grunnlaget for levetidsforlengelse ved Kola-1 er redegjort for i en rapport fra Rosenergoatom fra 2003 [2]. Denne informasjonen er supplert med opplysninger fra Kola kjernekraftverk og noen enkeltstående publikasjoner.

3 VVER-reaktortypen

VVER er et russisk akronym for ”voda-vodyanoi energetichesky reaktor”, som på norsk motsvarer ”vannkjølt kraftreaktor”. Rent designmessig er VVER-reaktoren en russisk variant av trykkvannsreaktoren, som på verdensbasis er den vanligste reaktortypen. Denne reaktortypen kjennetegnes av at reaktorbrenselet kjøles av vann under høyt trykk og at varmen brukes til å varme opp en sekundær kjølekrets hvor damp for elektrisitetsproduksjon i turbinene genereres. I tillegg til å være kjølemedium, er kjølevannet moderator dvs. at vannet bremser ned nøytroner slik at de kan inngå i nye kjernespaltninger.

Til forskjell fra den umodifiserte RBMK-reakortypen, slik som ved den forulykkede reaktoren ved Tsjernobyl kjernekraftverk, ble reaktorkjernene i VVER-reaktorer konstruert mer selvregulerende. Dette fordi nøytronfluksen og dermed også effekten vil reagere negativt på endringer i temperatur i brenselet eller kjølevannet, koking av kjølevannet eller økt effekt i reaktorkjernen. Reaktorkjernene har dessuten en stabil effekt over hele kjernen og det var ingen vesentlige svingninger i xenon-nivå, slik at det er mindre behov for lokal regulering av nøytronfluks. Beskyttelses-systemet for automatisk avstenging er for VVER-reaktorer langt mer effektivt enn systemet som ble installert i RBMK-reaktorer. En grafittbrann, som forårsaket en stor del av spredningen av radioaktive stoffer ved Tsjernobyl-ulykken i 1986 er heller ikke mulig ved VVER-reaktorer, fordi disse ikke har grafitt-moderator.



Kola kjernekraftverk (Foto: Kola kjernekraftverk).

VVER-reaktorer deles inn i tre generasjoner og de VVER-reaktorer som ble konstruert i henhold til tidlige designstandarder betegnes som første generasjon, og hvor den vanligste varianten har fått betegnelsen VVER-440/230. Disse reaktorene ble bygget med en del konstruksjonsmessige svakheter som i detalj vil bli gjort rede for i avsnitt 3.1, og som man i ettertid har lagt ned mye ressurser for å rette på. Totalt ble det bygget 19 første generasjons VVER reaktorer i Russland, Armenia, Bulgaria, Tyskland og Slovakia (vedlegg 1). Ikke minst på

grunn av press fra EU har flere VVER-reaktorer blitt stengt og det eksisterer forpliktelser for stenging av ytterligere to reaktorer i Bulgaria og en i Slovakia i 2006, samt en i Slovakia i 2008. Etter 2008 vil Kola-1, Kola-2, Novovoronezh-3 og Novovoronezh-4 i Russland og Armenia-2 i Armenia være de eneste gjenværende første generasjons VVER-reaktorer i fortsatt drift.

Basis for designen av første generasjons VVER-reaktorer var at reaktorene skulle kunne håndtere et brudd på et rør med 32 millimeter indre diameter. Kjølesystemer og utslippsbarrierer var derfor konstruert for å kunne håndtere et rørbrudd av denne størrelsen. Brudd i rør med høyere dimensjoner ble vurdert som lite sannsynlig og var derfor ikke lagt til grunn for konstruksjonen.

Det var på mange områder lagt konservative beregninger til grunn ved konstruksjonene av første generasjons VVER-reaktorer og kvaliteten i materialene i sikkerhetsmessig viktige komponenter var oftest god. Primærkjølekrets inneholder store mengder vann, hvilket gir tidsmarginer på opp til 5-6 timer ved tap av kjøling. Samtidig er spesifikk effekt i kjernen relativt lav, hvilket reduserer sannsynligheten for brenselsfeil. Det er også mulig enkeltvis å isolere de seks dampgeneratorene ved et rørbrudd, og således unngå tap av kjølevann [2].

Andre generasjons VVER-reaktorer var på flere viktige områder oppgradert i forhold til første generasjon, blant annet ved at inneslutning som skal holde tilbake et utslipp ved en ulykke var oppgradert og det var blitt gjort flere forbedringer av konstruksjonen med tanke på håndtering av alvorlige ulykker. Det var imidlertid fortsatt mangler ved disse reaktorene, selv om tilstanden var vesentlig bedre enn ved første generasjons VVER-reaktorer. Det ble bygget 18 andre generasjons VVER-reaktorer (vedlegg 2), hvor samtlige i dag fortsatt er i drift. Dette inkluderte også to reaktorer ved Loviisa kjernekraftverk i Finland, som før øvrig ble bygget med innslag av vestlig

teknologi og som hadde en helt annen type inneslutning enn andre VVER-reaktorer. Kola-3 og Kola-4 er eneste andre generasjons VVER-reaktorer i Russland.

Tredje generasjons VVER-reaktorer er en modernisert utgave av VVER-reaktor typen og har en elektrisk effekt rundt 1000 MW, hvilket er en drøy dobling sammenlignet med de to foregående generasjonene. Tidlige tredje generasjons VVER-reaktorer (fra midten av 80 tallet) hadde opprinnelig enkelte mangler, men sikkerheten regnes i dag å være god, og dette er også den reaktortypen det i dag satses på i Russland både for innenlands marked og for eksport. Reaktortypen er i dag i bruk i Russland, Ukraina, Tsjekia og Kina (vedlegg 2b), og man kan ikke utelate framtidig eksport også til andre land. Det finnes ingen tredje generasjons VVER-reaktorer ved Kola kjernekraftverk, og disse reaktorene blir derfor ikke omtalt videre i denne rapporten.

3.1 IAEA vurderinger av sikkerheten ved første generasjons VVER-reaktorer

IAEA gjennomførte tidlig på 1990-tallet et ekstraordinært program for sikkerhet ved de russiske reaktortypene VVER og RBMK. Under dette programmet har det for de tre ulike generasjonene av VVER-reaktorer blitt gitt ut publikasjoner med rangering av sikkerhetsmessig tema etter alvorlighet. Beskrivelsen i dette kapitlet baserer seg på sikkerhetsmessige mangler ved første generasjons VVER-reaktorer (VVER-440/230), slik de framgår av IAEA TECDOC 640 [3]. Fordi alle operative første generasjons VVER har vært betydelig oppgradert siden denne IAEA-rapporten ble publisert, er det viktig å være klar over at funnene er representative for en tilstand på første halvpart av 90 tallet og at beskrivelsen ikke er dekkende for dagens situasjon.

IAEA TECDOC 640 inneholder en rangering av konstruksjonsmessige tema på en skala fra 1 til 4 ut fra innvirkning på dybdeforsvaret i betydningen:

- Kategori 1 representerte et avvik fra anerkjent internasjonal praksis. Det kunne være hensiktsmessig å avhjelpe disse som del av tiltak for å løse tema av høyere kategori.
- Kategori 2 representerte en sikkerhetsmessig bekymring med svekking av dybdeforsvar. Handling var nødvendig for å løse disse.
- Kategori 3 representerte en viktig sikkerhetsmessig bekymring, hvor dybdeforsvaret var utilstrekkelig. Umiddelbare tiltak var nødvendige og det kunne være nødvendig med midlertidige løsninger.
- Kategori 4 representerte de viktigste sikkerhetsmessige bekymringer, hvor dybdeforsvar var uakseptabelt. Umiddelbare tiltak var nødvendige, midlertidige løsninger måtte på plass inntil problemet kan løses endelig.

Oversikten som følger tar for seg de temaene som hadde rangering 3 og 4 ved første generasjons VVER-440 reaktorer.



Dieseldrevet pumpe levert som del av samarbeidsprosjekt mellom Kola kjernekraftverk og nordiske land for å bedre kjølingen av dampgeneratorer i krisesituasjoner (Foto: Statens strålevern).

Systemer

En rekke mangler i viktige systemer ble karakterisert å ha høy og høyeste sikkerhetsmessige betydning (kategori 3 og 4). Flere av disse var relatert til nødkjølesystemet, som på grunn av manglende redundans var svært sårbart og som ikke var konstruert for å kunne håndtere brudd i tykkere rør. Sårbarheten var også høy for systemene for tilførsel av vann som kompensasjon for fordampning i dampgeneratorer. Det var generell usikkerhet rundt tilstanden til materialene i reaktortanken, og det ble vurdert å være en reell risiko for brudd i primærkretsen om man ved en ulykke injiserte kaldt vann fra nødkjølesystemet.

Lav pålitelighet i vannforsyning var også et problem i forhold til pumper og andre systemer med behov for kjøling. Primær kjølekrets var for dårlig sikret mot overtrykk som følger av temperaturøkningen som ville oppstå ved svikt i kjølingen. Det var samtidig en risiko for at ventilasjonssystemet ikke ville være i stand til å forhindre en stigning i temperatur som kunne forårsake skader i kabler, strømforsyning og systemer for instrumentering og kontroll.

Reaktorene var ikke på samme måte som vestlige reaktorer av tilsvarende alder konstruert for å holde tilbake et utslipp til miljøet ved en alvorlig ulykke, fordi de blant annet manglet inneslutning. Fordi man heller ikke hadde kontroll med den hydrogengassen som kan dannes ved en alvorlig ulykke, risikerer man at situasjonen forverres ytterligere som følge av eksplosjon og etterfølgende skader på bygningsmessige strukturer. Dette kom i tillegg til at strukturene i utgangspunktet var dårlig sikret mot lekkasje.

Reaktorkjernen

Det var ingen tema med rangering 3 og 4 når det gjaldt reaktorkjerne for første generasjons VVER-440 reaktorer. Det var imidlertid tre tema med rangering 2, hvor alle var av mer driftsmessig karakter.

Komponenter

At stålet i reaktortanker blir sprøtt som følge av nøytronbestråling er en universal problemstilling. I motsetning til vanlig praksis ellers i verden, var materialegenskapene for reaktortankene ved første generasjons VVER-440 dårlig beskrevet. Effekten av avglødning for å redusere spenninger i stålet i reaktortanken var heller ikke godt nok dokumentert og reaktortanken ble i for stor grad utsatt for høyenergetiske nøytroner.

Inspeksjonene av komponenter i primær kjølekrets var mangelfulle. Akseptanskriterier var i noen tilfeller uklare eller ikke tilpasset moderne inspeksjonsmetoder. Siden stålet i reaktortanken i flere VVER-440 reaktorer, inkludert de to eldste reaktorene ved Kola kjernekraftverk, ikke hadde en innvendig bekledding, var det spesielt viktig å følge med på korrosjonen av tanken. Slike inspeksjoner ble gjerne gjennomført visuelt og uten muligheter for ytterligere kontroll. Det var behov for å gjennomføre nye beregninger av belastningen reaktortanken og den øvrige primære kjølekretsen ville bli utsatt for ved normal drift og ulykker. Fundamentet under selve reaktortanken var heller ikke godt nok dokumentert i forhold til jordskjelv og degradering på grunn av alder. Sist, men ikke minst, var ikke reaktorene utrustet for tidlig å kunne oppdage mindre lekkasjer, slik at man kunne sette i gang korrigerende tiltak før de utviklet seg i alvorlighet.

Instrumentering og kontroll

I eldre VVER-440 reaktorer var ikke instrumentering og kontroll i viktige sikkerhetssystemer ivaretatt gjennom flere uavhengige og fysisk atskilte systemer, slik standard er på kjernekraftverk ellers i verden. Mye av utstyret hadde også manglende pålitelighet. Kontrollfunksjoner var heller ikke godt nok atskilt fra styringsfunksjoner. For mye av utstyret var ikke egnethet for aktuell bruk godt nok dokumentert. Dette gjaldt eksempelvis i forhold til sårbarhet ovenfor fellesfeil, påvirkning av miljøet det brukes i og pålitelighet

ved jordskjelv. Mye av utstyret var ikke konstruert med tanke på at det skulle være mulig å teste det under drift.

Drift av reaktorene satte store krav til kontrollromspersonalet fordi instrumenteringen gav utilstrekkelig informasjon og fordi informasjon var sentralisert. Det var vanskelig for kontrollromspersonalet ved en ulykke på en enkel måte å holde oversikt over i hvilken grad barrierer var truet. Det var heller ikke i tilstrekkelig grad tatt hensyn til at det skulle være mulig å oppholde seg i kontrollrommet under en ulykke, eksempelvis en større brann, og det fantes heller ikke noe nødkontrollrom, hvor det var mulig å styre reaktoren fra. For deler av sikkerhetssystemene var det ikke mulig å overstyre beskyttelsessignaler.

Elektriske systemer

Elektriske systemer hadde mange av de samme manglene som for instrumentering og kontroll i form av manglende redundans, separasjon, uavhengighet og pålitelighet. Dieselgeneratorene var sårbare ovenfor fellesfeil, samtidig som batterier for nødstrøm hadde for lav driftstid.

Ulykkesanalyser

Analyser i forhold til konsekvens av og sannsynlighet for ulike typer hendelser og ulykker var langt svakere enn det som kreves i vestlige kjernekraftverk og flere av kjernekraftverkene manglet sikkerhetsrapport. Bare et mindre antall scenarier for alvorlige ulykker hadde vært vurdert og det manglet gode analyser for hvordan omslutningen rundt reaktortanken ville håndtere overtrykket ved et større rørbrudd. Spesifikke analyser av ulykker ved tap av kjøling ved det enkelte kraftverk var utilstrekkelige. Sist, men ikke minst, ble ikke endringer og oppgraderinger i systemer vurdert på en tilstrekkelig systematisk og metodisk måte.

Brannbeskyttelse

Reaktorene var ikke godt nok beskyttet mot brann og underliggende analyser var ikke i tilstrekkelig grad blitt gjort. I tillegg var det manglende inspeksjonsrutiner, manglende vedlikehold av brannvernutstyr og mange steder var mengden brennbart materiale for høy.

Ledelse

Ledelsen ved mange av kjernekraftverkene var ikke tilstrekkelig skolert og tok ikke en aktiv rolle i forhold til sikkerhet og utvikling av sikkerhetskultur samtidig som det var betydelige organisatoriske og administrative mangler. Det var heller ikke utviklet programmer for kvalitetssikring, og det manglet systemer for kontroll av endringer i anleggene og for erfaringstilbakeføring. Vern av arbeidstakere var utilstrekkelig, noe som også inkluderte strålevern. Det var problemer med å holde konstruksjonsunderlaget oppdatert i forhold til endringer i anleggene.



Kontrollromsmiljø ved Kola kjernekraftverk (Foto: Kola kjernekraftverk).

Driftsprosedyrer

Driftspersonalet manglet prosedyrer for normal drift og håndtering av hendelser og det manglet programmer for utarbeidelse av prosedyrer.

Det var heller ikke satt formelle marginer og vilkår rundt driften av reaktorene.

Reaktordrift

I organisering av skift var det ikke tatt godt nok hensyn til at utformingen av kontrollrommet medførte behov for ekstra personell og det var uklarheter rundt kommunikasjonslinjer og ansvar. Det var mangelfulle administrative programmer for planlegging av vedlikehold og tilstandskontroll. Ved tilstandskontroll var det uklare akseptanskriterier for måleresultater.

Vedlikehold

Viktig sikkerhetsutstyr skal være i en tilstand som tillater pålitelig drift, noe som ikke var tilfelle for alle første generasjons VVER-reaktorer.

Trening

Drift og vedlikehold av kjernekraftverk setter strenge krav til programmer for trening av alt relevant personell. Ved flere første generasjons VVER-reaktorer ble ikke personell trent på en adekvat måte.

Beredskap

Selv om det var forskjeller mellom de ulike kjernekraftverkene, var programmer og prosedyrer utilstrekkelige for å sikre en god håndtering som følge av en eventuell atomulykke. Utstyr, fasiliteter og trening var også utilstrekkelige.

3.2 IAEA vurderinger av sikkerheten ved andre generasjons VVER-reaktorer

På tilsvarende måte som for første generasjons VVER, gjennomførte IAEA en kartlegging av generiske sikkerhetstema ved andre generasjons VVER-440 reaktorer [4]. Generelt var mangler mindre alvorlige og for andre generasjons VVER-440 ble det ikke funnet mangler med

høyeste alvorlighet (kategori 4). Imidlertid ble 8 av 74 mangler vurdert å ha høy alvorlighet (kategori 3) og fordret derfor umiddelbare tiltak. Disse omfattet:

- Utstyr hadde ikke tilstrekkelig grad av kvalitet i forhold til de oppgaver det ble brukt til.
- Ikke-destruktiv materialkontroll ble ikke gjennomført i det omfang og med den kvalitet som var nødvendig
- Det var en generell risiko for at isolasjon eller andre fremmedelementer i sumpen under reaktortanken ville kunne tilstoppe nødkjølesystemet.
- Vanntilførselen til dampgeneratorene hadde for høy sårbarhet for fellesfeil.
- Det var usikkerhet om boble-kondensor-systemet virket slik det var tiltenkt ved et alvorlig rørbrudd og således ville hindre utslipp til miljø.
- Brannbeskyttelse var mangelfull med hensyn til å motvirke effekter og videre spredning av brann.
- Det var en risiko for at rørbrudd, spesielt i sekundærkretsen, ville kunne medføre mekanisk påvirkning av omliggende systemer.
- Jordskjelv var ikke i tilstrekkelig grad tatt med i grunnlaget for konstruksjonen av en rekke strukturer.

Listen over andre mangler var relativt omfattende, selv om disse ikke fordret umiddelbare tiltak. Eksempelvis var ikke instrumentering og kontroll på samme nivå som ved vestlige kjernekraftverk og det var usikkerheter rundt kvaliteten på enkelte materialer og komponenter. I tillegg til dette kom at rent driftmessige forhold for andre generasjons VVER-440 reaktorer ikke ble rangert. Det er imidlertid verd å merke seg at det var store forskjeller mellom ulike anlegg, hvor langt de fleste manglene ikke var relevante for alle, eksempelvis ved reaktorene ved Loviisa kjernekraftverk i Finland.

3.3 Vurderinger av sikkerheten ved VVER-reaktorer i medlemsland og kandidatland til EU

Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA), som er en forening for lederne for kjernesikkerhetsmyndighetene i de vesteuropeiske landene som har kjernekraft, publiserte høsten 2000 en vurdering av kjernesikkerhet i kandidatland til EU [5]. Dette var en vurdering som tok for seg myndighetsutøvelse i de enkelte land og sikkerheten ved de enkelte reaktorer og som i ettertid har dannet basis for EUs tilnærming til kjernesikkerhet i kandidatlandene.

Vurderinger knyttet til andre og tredje generasjons VVER ved Kozloduy (Bulgaria), Dukovany (Tsjekia), Temelin (Tsjekia), Paks (Ungarn), Bohunice (Slovakia) og Mochovce (Slovakia) tilsa at sikkerheten ved disse hadde nådd eller som følge av pågående oppgraderinger ville nå et nivå tilsvarende det ved vestlige reaktorer av tilsvarende alder. Det var på det tidspunktet hvor WENRA gjorde sine vurderinger betydelige forskjeller i hvor langt sikkerhetsmessige oppgraderinger var kommet ved de ulike kjernekraftverkene.

Av første generasjons VVER ble de fire reaktorene ved Kozloduy vurdert til å være langt fra å ha nådd et akseptabelt sikkerhetsnivå. De to eldste reaktorene ved Bohunice ble vurdert til å nå samme nivå som vestlige reaktorer av tilsvarende årgang så snart nært forestående sikkerhetsoppgraderinger hadde blitt ferdigstilt. Unntaket var utslippsbarrierene som neppe ville klare å holde tilbake utslipp ved et større rørbrudd.



Fra Kozloduy kjernekraftverk i Bulgaria (Foto: Statens strålevern).

Tilsvarende ble reaktorer av vestlig konstruksjon, Candu 6 reaktoren Cernovada-1 i Romania og PWR-reaktoren Krško i Slovenia vurdert å ha et sikkerhetsnivå tilsvarende det ved vestlige reaktorer av tilsvarende alder.

Ved at WENRAs vurdering var begrenset til kandidatland til EU, omfattet den ikke sikkerheten ved VVER i Russland eller andre utenforstående land. Flere av datidens kandidatland til EU og senere medlemsland var tidligere ute enn Russland med å gjennomføre oppgraderinger, slik at vurderingen derfor også omfatter data om oppgraderbarhet for ulike reaktortyper. Vurderingen er også unik ved at den er foretatt i regi av vestlige kjernesikkerhetsmyndigheter og opp mot vestlig sikkerhetspraksis.

4 Sikkerhetsmessige oppgraderinger ved Kola kjernekraftverk

Med utgangspunkt i et sikkerhetsnivå vesentlig lavere enn for vestlige reaktorer har det blitt gjennomført oppgraderinger ved Kola kjernekraftverk til en verdi av 309 millioner amerikanske dollar eller drøye 1,8 milliarder kroner i perioden 1989 til og med 2005. To tredjedeler av dette beløpet har blitt brukt på de to eldste reaktorene, mens den siste tredjedelen har blitt fordelt tilnærmet 60/40 mellom de nyeste reaktorene og på et anlegg for avfallbehandling. Av de totale kostnadene har 15 % blitt dekket gjennom bistand fra utlandet mens de resterende 85 % har kommet fra russiske midler. Utenlandsk bistand har kommet fra EBRD, TACIS (EU), Norge, Sverige, USA og Finland.

Listen over gjennomførte tiltak er svært omfattende. Etter at de store oppgraderingene for første generasjons reaktorer ble ferdig, foregår det fortsatt arbeidet for å bedre sikkerheten. Majoriteten av satsningen nå er imidlertid på andre generasjons reaktorer, som i utgangspunktet hadde en langt bedre sikkerhet og som av den grunn har vært prioritert ned mens oppgraderingen av første generasjons reaktorer pågikk.

Denne rapporten tar ikke sikte på å være uttømmende i forhold til å beskrive alle sikkerhetsmessige oppgraderinger ved Kola kjernekraftverk, men begrenser seg til noen av de viktigste oppgraderingene ved første generasjons reaktorer og relaterer disse til manglene dokumentert gjennom IAEAs ekstraordinære program [2].

Reaktorkjernen

Problemer med kjernene til disse reaktorene var i henhold til IAEAs kartlegging ikke av alvorlig karakter. Det har imidlertid blitt gjort oppgraderinger av overvåkingen av reaktor-

kjernen samt oppgraderinger av beskyttelses-systemene.

Systemer

Så å si alle viktige systemer har blitt vesentlig forbedret og viktige funksjoner dekkes i dag av flere uavhengige systemer med bedret pålitelighet. Dette gjelder blant annet vannforsyning, elektrisitetsforsyning, kjøling av reaktorkjernen og dampgeneratorene. Systemet for injeksjon av bor i primærkretsen for å redusere reaktiviteten i reaktorkjernen ved en eventuell ulykke er også oppgradert. Primærkretsen er i dag langt bedre beskyttet enn tidligere fordi ulike sikkerhetsventiler har blitt erstattet. Dette gjelder både mot endringer i trykk og temperatur på kjølevannet. Ytre utslippsbarriere har blitt vesentlig forbedret, noe som vil bli spesielt redegjort for i kapittel 5.2.

Komponenter

Det har blitt gjort grundige undersøkelser av alle viktige komponenter, inkludert reaktortank, dampgenerator og ulike rør i primærkretsen. Det har ikke blitt funnet noen indikasjoner på at stålet i reaktortanken har blitt sprøtt, og en omkonfigurering av reaktorkjernen har medført vesentlig reduksjon i nøytronbelastningen av reaktortanken. God kontroll med vannkjemi og vibrasjoner har også redusert degraderingen av stålet i primærkretsen.

Instrumentering og kontroll

Systemet for beskyttelse av reaktorene har blitt modernisert og overvåkingen av nøytroner i reaktorkjernen er oppgradert. Det har blitt gjort vesentlige endringer i kontrollrommet, blant annet for å bedre oversikten over driftsmessig status for reaktorkjernen og for reaktoren som helhet, inkludert barrierer. Det har blitt bygget et eget nødkontrollrom hvorfra viktige sikkerhetsfunksjoner kan bli ivarettatt om hovedkontrollrommet må evakueres, eksempelvis ved brann. Sannsynligheten for at så vil bli

nødvendig er også vesentlig redusert ved at ventilasjonen i hovedkontrollrommene er oppgradert.

Elektriske systemer

De elektriske systemene har blitt oppgradert. Dette inkluderer også en vesentlig oppgradering av nødstrøm til trippel redundans.



Mobilt nødkraftverk (Foto: Statens strålevern).

Ulykkesanalyser

Det har blitt gjennomført et komplett sett av sikkerhetsanalyser og resultater derfra er diskutert i avsnitt 5.1.

Brannbeskyttelse

Det har blitt gjennomført brannanalyser og tiltak for å bedre sikkerheten for brann. Dette inkluderer både passiv brannbeskyttelse og aktive tiltak.

Ledelse

Det har blitt gjennomført tiltak for å skolere ledere og det legges vekt på sikkerhetskultur. Det har også blitt gjort organisatoriske endringer. Det er blant annet etablert en sikkerhetsavdeling for å påse at sikkerheten blir ivaretatt i henhold til de krav som stilles, en treningsavdeling for å påse at personell har adekvat kompetanse, en rekonstruksjonsavdeling for å ivareta oppgraderinger av anlegget, en "engineering support"-avdeling for å påse at driften skjer i henhold til de vilkår som

gjelder, en test- og diagnoseavdeling og en vedlikeholdsavdeling. Det eksisterer programmer for kvalitetssikring og det er god kontroll på endringer i konfigurasjon på anlegget.

Driftsprosedyrer

Det har blitt utarbeidet prosedyrer for driften av reaktorene, håndtering av hendelser og for ulike sikkerhetskritiske operasjoner, eksempelvis vedlikehold.

Reaktordrift

Driften av reaktorene er i dag vesentlig endret fra tidlig på 90 tallet. Det er formaliserte prosedyrer for normal drift og for å håndtere hendelser. Programmer for tilstandskontroll og vedlikehold er utarbeidet og akseptansekriterier er innført for tilstandskontroll.

Vedlikehold

Vedlikeholdet av reaktorene skjer i dag etter nøye fastlagte programmer hvor alt utstyr av sikkerhetsmessig betydning inngår. Det gjøres løpende vurderinger av tilstand og utstyr erstattes om tilstanden ikke er akseptabel.



Inspeksjon ved hjelp av moderne ultralydteknikk på Kola kjernekraftverk (Foto: IFE).

Trening

Kola kjernekraftverk har i dag et moderne treningscenter som inkluderer ulike simulatorer, blant annet en fullskala simulator av

kontrollrom. Det eksisterer programmer for trening av relevant personell.

Beredskap

Kola kjernekraftverk har i dag en godt fungerende beredskap mot atomulykker og det gjennomføres jevnlig øvelser, også sammen med eksterne aktører i det russiske samfunn.

4.1 Norsk bistand

En rekke nasjoner, heriblant Norge, og overnasjonale organisasjoner har vært involvert i ulike typer sikkerhetsprosjekter ved Kola kjernekraftverk siden 1993. Strålevernrapport 2002:3 [6] gir en beskrivelse av ulike norske prosjekter og satsningsområder samt motivasjonen for disse.

Totalt omfang av norsk bistand til Kola kjernekraftverk har vært rundt 190 millioner kroner, inkludert et bidrag gjennom den europeiske banken for gjenoppbygging og utvikling (EBRD). Porteføljen av prosjekter har vært omfattende, men kan noe forenklet sammenfattes i:

- Tiltak for å forebygge og detektere rørbrudd og havari av pumper og andre sikkerhetsmessige viktige systemer. Dette innebærer at man fører kontroll med tilstanden til reaktorene gjennom ulike former for materialkontroll og kamera-basert overvåkning. Hensikten med dette er å være i stand til tidlig å kunne iverksette mottiltak eksempelvis ved begynnende rørbrudd og således avverge alvorlige hendelser. Vannkjemi overvåkes fordi kvaliteten på kjølevann er viktig for å unngå sprekkdannelse forårsaket av korrosjon samtidig som endringer i vannkjemi vil kunne gi en tidlig indikasjon på feilutvikling, eksempelvis lekkasje mellom primær og sekundær kjølekrets. Vibrasjoner i pumper, turbiner og annen type roterende

maskineri overvåkes fordi slike vil være en indikasjon på begynnende havari. Samtidig vil vibrasjoner kunne forplante seg og øke den mekaniske belastningen for rørsystemer og gi opphav til brudd.

- Tiltak for å styrke sikkerhetsfunksjoner og robusthet ovenfor ulykker. Nødstrøm er viktig fordi alle større reaktorer har behov for en mekanisk kjøling også etter at de er avstengt på grunn av restvarmeeffekten i brenselet. Et av de tidlige norskfinansierte tiltakene ved Kola kjernekraftverk var derfor leveranse av et mobilt diesel-drevet nødskraftverk. Senere års samarbeid med Sverige har resultert i oppgradering for å øke påliteligheten til kjernekraftverkets 13 stasjonære diesel-drevne nødskraftverk. Siden det gjennom sikkerhetsanalyser har blitt vist at tilførselspumpene for dampgeneratorene er sårbare, eksempelvis for brann, har man i et nordisk prosjekt levert et ekstra sett av tilførselspumper med omliggende systemer.
- Støttesystemer for operatører. For å gjøre det enklere for kontrollromspersonalet å få en fullstendig oversikt over status for reaktorene, har Norge levert "Safety Parameter Display System" (SPDS) til samtlige reaktorer. Norge har også levert et kjerne-overvåkningssystem, SCORPIO, hvis hensikt er å sikre at driften av reaktorene skjer innenfor trygge marginer i forhold til skade på brenselet.
- Infrastruktur. Radio- og telekommunikasjon var på midten av 1990-tallet et viktig element i bistanden til Kola kjernekraftverk. Hensikten med dette var å sikre tilgjengelighet og kommunikasjon mellom personer som deltar i håndteringen av hendelser. Norge finansierte også et datasystem for lagring av tegninger og annet konstruksjonsunderlag.
- Støtte til analyser av sikkerhet. Norge har støttet arbeidet med sannsynlighets-

baserte sikkerhetsanalyser (PSA) og brannanalyser.

Det har i alle prosjekter blitt vektlagt å sikre opplæring av brukere. Overføring av vestlig sikkerhetskultur og praksis har vært et viktig element i all bistand til Kola kjernekraftverk. På grunn av den gode sikkerhetsmessige utviklingen på Kola kjernekraftverk, og fordi de mest akutte sikkerhetsmessige utfordringene var løst, har man trappet ned bistanden til Kola kjernekraftverk. For ytterligere informasjon henvises til gjeldende strategi for norsk bistand til russiske kjernekraftverk [7].

5 Dagens sikkerhetsnivå ved Kola kjernekraftverk

Sikkerhet avhenger av en god konstruksjon, driftsmessig sikkerhet og menneskelige faktorer. Utredninger innen OECD-NEA [8] viser at ulike land bruker ulikt antall og vidt forskjellige indikatorer for sikkerhet, og selv nokså likelydende parametere kan være ulikt definert.

IAEA [9] har foreslått et hierarkisk system med fire nivåer over forhold av betydning for sikkerheten: sikkerhetsattributter, overordnede indikatorer, strategiske indikatorer og spesifikke indikatorer. I det øverste, overgripende nivået i dette system beskrives egenskaper som en sikker reaktor skal ha (sikkerhetsattributter): At kjernekraftverket drives jevnt ("smoothly"), med en lav risiko og med en positiv sikkerhetsmessig holdning. Av parametrene er det bare spesifikke indikatorer og enkelte strategiske indikatorer som representerer målbare og sammenlignbare størrelser.

I henhold til den informasjonen Statens strålevern har fått fra Kola kjernekraftverk har alle generiske feil og mangler dokumentert

gjennom IAEAs ekstraordinære program ved de to første generasjons reaktorer ved Kola kjernekraftverk enten blitt eliminert eller adekvat kompensert for gjennom ingeniørmessige eller organisatoriske tiltak. Tilsvarende har generiske feil og mangler ved andre generasjons reaktorer delvis blitt eliminert eller kompensert for, og i følge Kola kjernekraftverk vil dette fullt ut bli gjort i årene fram til eventuell levetidsforlengelse for disse reaktorene.

Fordi det ikke finnes noen enkelt parameter som gir en fullstendig beskrivelse av sikkerheten, er det i denne rapporten valgt å vektlegge sikkerhetsanalyser og hendelser. Dette er ikke indikatorer som er helt uavhengige av hverandre fordi hyppigheten av ulike former for feil og driftsforstyrrelser inngår i en sikkerhetsanalyse. Et tredje forhold som omtales er utslippsbarrierer. Disse har stor betydning for konsekvenser av en eventuell alvorlig ulykke, mens de to andre parametrene i større grad reflekterer sannsynligheter.

5.1 Sikkerhetsanalyser

Som det framgår av avsnitt 3.1 var det analysemessige grunnlaget som lå til grunn for bygging og drift av Kola kjernekraftverk utifredsstillende. Analyser har derfor for Kola kjernekraftverk, på lik linje med de fleste andre VVER-reaktorer, blitt gjort i etterkant, og da fortrinnsvis de senere år.

Såkalte PSA ("Probabilistic Safety Assessment"), nivå 1 representerer en kvantifisering av risiko for smelting av reaktorkjernen basert på bidrag fra ulike hendelser og ulike systemer. Slike analyser er et viktig grunnlag i planlegging av sikkerhetsmessige oppgraderinger, og vanlig praksis i moderne kjernekraftverk består i kontinuerlig modernisering og risikoreduksjon basert på PSA.

Russland har generelt vist stor åpenhet i forhold til analyser for landets kjernekraftverk og er et av få land som rapporterte resultater fra PSA

under IAEA konvensjonen om kjernesikkerhet ("Convention on Nuclear Safety") høsten 2004/våren 2005 [10]. Verdiene for Kola kjernekraftverk er gjengitt i tabell 5.1.

Tabell 5.1: Sannsynlighet for kjernesmelting [11]

	Sannsynlighet kjernesmelting (år ⁻¹)
Kola-1	$2,9 \cdot 10^{-5}$
Kola-2	$3,09 \cdot 10^{-5}$
Kola-3	$7,9 \cdot 10^{-5}$
Kola-4	$7,9 \cdot 10^{-5}$

Verdiene som rapporteres er for samtlige reaktorer ved Kola kjernekraftverk lavere enn $1 \cdot 10^{-4}$, som er den grensen som IAEAs internasjonale rådgivingsgruppe for kjernesikkerhet (INSAG) har satt som akseptabel risiko for kjernesmelting. Samtidig er det verd å merke seg at beregnet risiko for de to eldste reaktorene, på grunn av sikkerhetsoppgraderinger, er lavere enn for de to nyeste reaktorene. I henhold til informasjon Strålevernet har fått fra Kola kjernekraftverk skyldes dette sikkerhetsmessige mangler som er spesifikke for andre generasjons VVER-reaktorer. Disse manglene vil bli avhjulpet i programmet for oppgradering av andre generasjons reaktorer som nå er under gjennomføring, og dette programmet vil også gi en vesentlig reduksjon i sannsynlighet for kjernesmelting.

I en PSA av Kola-1 og Kola-2 som ble avsluttet i 1993 [12] ble den totale kjernesmeltingsfrekvensen beregnet til $3,25 \cdot 10^{-3}$ per driftsår, eller cirka en faktor 100 høyere enn i analysene rapportert under kjernesikkerhetskonvensjonen 2004/2005.

Risiko for utslipp kvantifiseres vanligvis ved å videreføre en PSA fra nivå 1 til nivå 2. En slik analyse gir vesentlig informasjon om effekten av utslippsbarrierer og andre konsekvens-

reduserende tiltak. Dessverre er det til nå ikke ferdigstilt nivå 2 PSA for noen russiske kjernekraftverk, men slike er under arbeid. Nivå 2 PSA er for øvrig ikke standard for alle kjernekraftverk utenfor Russland.

5.2 Utslippsbarrierer

For at en ulykke skal kunne medføre utslipp av radioaktive stoffer til miljøet må disse forsere fire barrierer. De tre innerste består av selve brenselmatrisen, kapslingen rundt brenselet og den primære kjølekretsen og er ikke vesentlig annerledes ved en VVER-440 reaktor enn ved en hvilken som helst vestlig trykkvannsreaktor og blir derfor ikke omtalt videre her. Fjerde barriere for de radioaktive stoffene vil være fra reaktorbygningen og ut til det ytre miljø, og en slik ytterste barriere vil i vestlige kraftverk typisk bestå av en solid inneslutning av stål eller betong. I VVER-440 reaktorer er det imidlertid valgt noe annerledes løsning som igjen er noe ulike mellom de to reaktorgenerasjonene.

Første generasjons VVER-440

Da første generasjons VVER-440 reaktorer ble konstruert ble sannsynligheten for brudd i primærkretsen på over 32 millimeter vurdert som lite sannsynlig, og derfor ikke tatt hensyn til ved dimensjoneringen av de bygningsmessige strukturene som omgir primærkretsen. Tykkeste rør i primærkretsen er imidlertid 500 millimeter, og for å beskytte inneslutningen i tilfelle av brudd i et av disse ble første generasjons VVER reaktorer utstyrt med ventiler som automatisk åpnet seg ved et overtrykk rundt 2 bar. Utslippet ville da slippe urensset ut til ytre miljø fram til ventilene stengte seg når trykket var redusert. Filosofien bak dette systemet var at utslippet ville begrense seg til de radioaktive stoffene som var løst i kjølevannet på det tidspunktet hvor utslippet skjedde, mens degraderingen av reaktorbrenselet og frigivelse av radioaktive stoffer i hovedsak ville skje etter at utslippet til miljøet hadde funnet sted. Etter at hovedmengden av vanddamp fra kjølevannet hadde blitt sluppet ut ville strukturene være i stand til

å holde tilbake for videre fordampning og frigivelse av radioaktive stoffer. Et system for overrisling med vann skulle dempe trykket ved å kondensere vanndamp og skulle vaske ut radioaktive partikler og gasser til "sumpen" under reaktortanken.

At man ved en alvorlig ulykke ville basere seg på urensset å slippe ut overtrykket er fullstendig uakseptabelt i henhold til moderne sikkerhetstenkning. Samtidig var det en reell mulighet for at ventilene ikke ville stenge seg etter at utslippet av kjølevann hadde funnet sted, med den følge at utslippet ble vesentlig større enn forutsatt. Overrislingssystemet var heller ikke pålitelig nok, og en svikt i dette ville medføre at utslippet økte ytterligere. Et problem i tillegg var at strukturene som omsluttet reaktorene ikke var gjort ordentlig tette, slik at man kunne påregne et betydelig utslipp i form av ukontrollert lekkasje av radioaktive stoffer ved en ulykke.

Opp gjennom 1990 tallet ble det vurdert ulike løsninger for å bedre ytterste utslippsbarriere ved førstegenerasjons VVER-440 reaktorene, ikke minst innenfor rammene av EU-programmet TACIS. Den mest lovende av disse baserte seg på bruk av jetstrømskondensatorer ("jet vortex condensers"). Dette er et system som baserer seg på at et overtrykk ledes inn i en sylindrisk tank med vann og setter vannet i bevegelse i en jetstrøm. Dette vil gi trykkreduksjon ved at damp kondenseres i kontakt med vannet i jetstrømskondensatoren samtidig som radioaktive gasser og partikler vaskes ut. Jetstrømmen er trykkdrevet og ved en gitt hastighet vil systemet slippe gjennom ikke-kondensert damp som har vært "vasket" gjennom systemet. Ved lavere trykk, er det ingen åpning hvor vanndamp kan passere. Systemet har vært gjennom flere tester og har blitt funnet å gi en vesentlig reduksjon i utslippet og doser til befolkningen utenfor tiltakssonen på 2 kilometer fra kjernekraftverket er beregnet ikke å ville overstige tiltaksnivåene [2]. I tillegg til Kola kjernekraftverk finnes beskrivelser av tilsvarende

løsninger for førstegenerasjons VVER-reaktorene ved Bohunice og Kozloduy [13,14].

Samtidig med installasjon av jetstrømskondensatorer har det ved Kola kjernekraftverk blitt gjort betydelige oppgraderinger av lekkasjetettheten for strukturene rundt den primære kjølekretsen gjennom bedret tetthet rundt luker, gjennomføringer for rør og kabler, lufttette dører og oppgradering av ventilasjonssystemet. Overrislingssystemet har også fått bedret pålitelighet og denne funksjonen ivaretas nå av to fysisk uavhengige og adskilte systemer. Sumpen under reaktortanken har også blitt oppdatert for å hindre at fremmedelemer tilstopper overrislingssystemet.

Andre generasjons VVER-440

Ytre barriere hos andre generasjons VVER var ivaretatt gjennom såkalte boble-kondensatorer, et system som reduserer trykket inne i inneslutningen ved at vanndamp som frigis ved et rørbrudd kondenseres ved at det bobles gjennom store mengder vann. Dette systemet er utformet som et tårn i forbindelse med reaktorbygningen, og vannet er fordelt på 12 nivåer. Det var tidligere problemer i forhold til å verifisere funksjonaliteten til dette systemet, men dette ble løst gjennom et program innenfor OECD-NEA [15]. Systemet var konstruert for å motstå alle ulykker definert i designbasis, og var standard ved alle andre generasjons VVER-440 reaktorer, med unntak av Loviisa i Finland hvor inneslutningen baserte seg på trykkreduksjon gjennom kondensering i is.

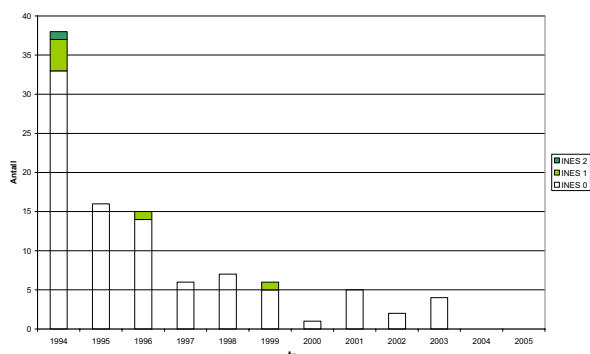
5.3 Hendelser

INES (International Nuclear Event Scale) er et system for registrering og klassifisering av avvik fra normal drift. INES-skalaens grunnstruktur består av 7 nivåer hvor nivå 4 til 7 er forbeholdt ulykker og nivå 1 til 3 brukes om hendelser. Avvik uten sikkerhetsmessig betydning klassifiseres som INES 0 eller under skalaen. Det finnes klare kriterier for hvordan avvik

klassifiseres samtidig som systemet er universelt i den forstand at det brukes av alle land med reaktorer[16].

INES 0 avvik vil normalt forekomme ved alle kjernekraftverk fra tid til annen. Disse er pr. definisjon uten sikkerhetsmessig betydning, men representerer et avvik fra en normal og stabil drift og antallet slike bør derfor være lavt. Det har ved Kola kjernekraftverk vært en vesentlig reduksjon i antallet INES-0 avvik til et nivå som i dag er fullt ut akseptabelt.

De siste 10 årene har det bare vært to hendelser ved Kola kjernekraftverk, begge disse klassifisert som INES 1. INES-1 hendelser vil normalt kunne forekomme et par ganger i løpet av levetiden for en reaktor og definisjonen for en slik er at disse hendelsene representerer et avvik utover autoriserte driftsbetingelser. Siste INES-2 hendelse skjedde i 1994, samme år som fire INES-1 hendelser fant sted.

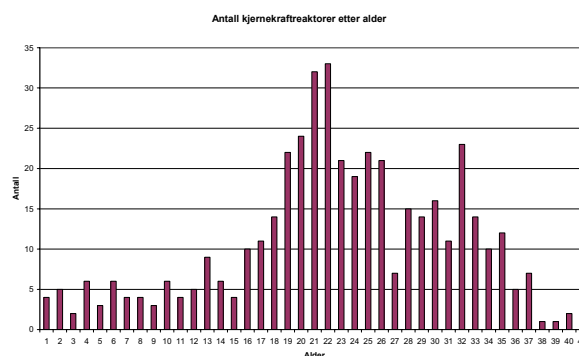


Figur 5-1 Antallet hendelser ved Kola kjernekraftverk i perioden 1994-2005 (Kilde: Kola kjernekraftverk)

Russland er gjennom konvensjonen om tidlig varsling av atomulykker ("Convention on Early Notification of a Nuclear Accident") forpliktet til å varsle land som kan bli direkte berørt av en ulykke. I tillegg har Norge og Russland undertegnet en bilateral intensjonsavtale om å senke terskelen for varsling. Strålevernet arbeider også internasjonalt for å senke terskelen for varsling og informasjonsutveksling ved ulykker og hendelser.

6 Levetid

Russland har tatt et prinsipielt standpunkt om fortsatt reaktordrift i 10 til 20 år etter fylte 30 år [17], et standpunkt som gjelder for alle kjernekraftreaktorer uavhengig av støtte fra Norge eller andre vestlige land. Selv om vedtak om forlenget drift i norsk offentlighet ofte blir framstilt som unikt for Russland, viser tall fra IAEA (Figur 6-1) at gjennomsnittsalderen blant de 440 kjernekraftreaktorer i drift i mai 2006 var 23 år. Samtidig har 104 enheter, eller nesten en fjerdedel av verdens kjernekraftreaktorer, nådd en alder på 30 år eller mer. Denne andelen vil med all sannsynlighet øke i årene som kommer.



Figur 6-1: Antall kjernekraftreaktorer med gitt alder per mai 2006 [18]

Praksis i alle land, inkludert Russland, er at tillatelse for fortsatt drift gis ut fra et dokumentert sikkerhetsnivå i forhold til nasjonale myndigheters krav. Unntaket er tilfeller hvor det fattes et politisk vedtak om stenging. Anleggets alder er i denne sammenheng av underordnet betydning så lenge man har kontroll over effektene av aldring og det generelle sikkerhetsnivået er akseptabelt. Det gjennomføres derfor kontinuerlig kontroll av tilstand, systemer oppgraderes og komponenter byttes ut. Alt dette for å motvirke nedsatt pålitelighet som følge av framskreden alder og at systemer blir teknologisk foreldet. I et slikt perspektiv vil stenging være et alternativ om oppgraderinger i praksis ikke er mulig eller økonomisk ulønnsomt.

I utgangspunktet er alle land suverene i forhold til vedtak om drift av kjernekraftverk. Incentiver fra det internasjonale samfunn har imidlertid vært sterkt medvirkende ved stenging av flere kjernekraftverk ved utvidelse av EU samt for stengingen av de gjenværende reaktorer ved Tsjernobyl kjernekraftverk.

Konvensjonen om kjernesikkerhet ("Convention on Nuclear Safety") forplikter partene til å gjennomføre analyser av sikkerheten ved eksisterende kraftverk og om nødvendig gjøre oppgraderinger. Om oppgraderinger ikke er mulig skal anlegget stenges så raskt som praktisk mulig. Russlands standpunkt er at de etterlever sine forpliktelser etter konvensjonen om kjernesikkerhet med de tiltakene som er gjort for å bedre sikkerheten og at stenging dermed ikke er nødvendig.

Selv om en økning i levetid på 10 til 20 år etter fylte 30 år er uttalt politikk i forhold til drift av samtlige russiske reaktorer, er ikke dette nødvendigvis en øvre grense for driften. Russland opplyste under kjernesikkerhetskonvensjonen i 2005 at øvre grense for levetiden til landets reaktorer er levetiden for ikke-utbyttbare deler av reaktoren, og at dette for VVER-reaktorer gjelder reaktortank, bygningsmessige strukturer og inneslutningen.

Til grunn for forlengelse av levetid for første generasjons reaktorer ved Kola kjernekraftverk lå at russiske myndigheter vurderte at kraftsituasjonen i regionen tilsa at stenging av reaktorer ville medføre kraftmangel. Dette ble begrunnet i en forventet økning i industriell produksjon. Kalkyler viste at det ville være god økonomi i å forlenge levetiden til reaktorene ved Kola kjernekraftverk sammenlignet med å bygge opp ny kapasitet på annen måte [2]. Det ble derfor gjennomført programmer for forlengelse av levetiden til de to eldste reaktorene ved Kola kjernekraftverk basert på en enhetlig undersøkelse av alt utstyr ved kjernekraftverket. Reaktorene ble deretter modernisert for å øke sikkerhet. Gjenværende levetid for alt utstyr ble undersøkt og

dokumentert og utstyr som var foreldet ble erstattet. Som bakgrunn for fornyet lisens for drift ble det utarbeidet en sikkerhetsrapport hvor de nevnte oppgraderingene ble tatt med i betraktning.

Russland har lenge hatt ekspansive planer for kjernekraftsektoren og bedret økonomi kan føre til realisering av planer om nye reaktorer. Selv om det tidligere har eksistert planer for nye reaktorer ved Kola kjernekraftverk er det få indikasjoner på at disse bygges med det første. Dette er i motsetning til eksempelvis ved Leningrad kjernekraftverk, hvor planer om nye reaktorer er langt nærmere en realisering. I hvilken grad disse vil erstatte eksisterende reaktorer er noe usikkert, men det ville ikke være urimelig om Russland prioriterte utfasingen av RBMK-reaktorer foran utfasingen av VVER-reaktorer.



Kola kjernekraftverk (Foto: Statens strålevern).

7 Konklusjon

Kola kjernekraftverk består av fire reaktorer av typen VVER-440, to første generasjons reaktorer ferdigstilt tidlig på 70-tallet og to andre generasjons reaktorer ferdigstilt tidlig på 80-tallet. Disse er russiskbyggete trykkvannsreaktorer av middels størrelse og tilsvarende ble også bygget i andre land i Øst-Europa og i Finland. Blant disse har samtlige første generasjons VVER-reaktorer i medlemsland og kandidatland til EU blitt faset ut, med unntak av noen få hvor det eksisterer forpliktende avtale med EU om stenging. Første generasjons VVER-reaktorer i Russland, dvs. ved kjernekraftverkene på Kola og ved Novovoronesh, planlegges drevet i ytterligere 10-20 år. Utfasing av en første generasjons VVER-reaktor i Armenia er heller ikke ventet med det første. Andre generasjons VVER-440 reaktorer er etter gjennomførte sikkerhetsoppgraderinger erkjent å ha et sikkerhetsnivå tilsvarende reaktorer av vestlig konstruksjon. Disse har fått tillatelse for fortsatt drift innen et utvidet EU.

Tidlig på 1990-tallet var det, på tilsvarende måte som ved andre VVER-440 reaktorer, betydelige mangler i sikkerheten ved Kola kjernekraftverk. Dette gjaldt spesielt for de to første generasjons reaktorer og omfattet blant annet manglende dokumentasjon av materialer, mangelfull tilstandskontroll, mangelfull ytre utslippsbarriere, lav standard på instrumentering og kontroll samt unødvendig høy sårbarhet for viktige sikkerhetssystemer som nødstrøm og nødkjølesystem.

Sammenlignet med RBMK-reaktortypen har VVER-reaktorene en langt mer selvregulerende og kontrollerbar reaktorkjerne og et vesentlig bedre beskyttelsessystem. Selv om de negative egenskapene ved RBMK-reaktorene i dag er vesentlig redusert, vil det for reaktorkjernen i disse reaktorene neppe kunne skapes tilsvarende positive egenskaper som ved VVER- eller andre trykkvannsreaktorer. VVER-reaktorer, inkludert første generasjon, har også noen andre positive konstruksjonsegenskaper som at

konstruksjonen gjennomgående er konservativ og materialkvalitetene gode. Primær kjølekrets inneholder mye vann og det er mulig å isolere deler av kjølekretsen, noe som gir økt robusthet.

Det har ved Kola kjernekraftverk blitt gjennomført omfattende oppgraderinger både av konstruksjonsmessig og driftsmessig karakter, og 1,8 milliarder kroner er investert i bedret sikkerhet i perioden 1989-2005. Av dette er 70 % brukt på de to første generasjons reaktorer, 13 % på andre generasjons reaktorer og det resterende på et anlegg for avfallbehandling.

Kola kjernekraftverk opplyser at oppgraderingene har medført at alle sikkerhetsmessige tema dokumentert gjennom IAEA ekstraordinære program tidlig på 90-tallet for første generasjons reaktorer har blitt løst eller kompensert for gjennom ingeniørmessige eller administrative tiltak. Tilsvarende påpekes det at samtlige av de resterende sikkerhetsmessige tema ved andre generasjonens reaktorer på Kola kjernekraftverk vil bli eliminert eller kompensert for gjennom planlagte oppgraderinger av disse reaktorene.

Det har de siste årene blitt gjennomført reaktorspesifikke sikkerhetsanalyser og disse har dannet grunnlaget for oppgraderingene av reaktorene ved Kola kjernekraftverk. Disse sikkerhetsanalysene indikerer nå at risiko for kjernesmelting ved samtlige reaktorer ved Kola kjernekraftverk er innen rammen for akseptabel risiko definert av IAEA. En enkel sammenligning av analyseresultater for reaktor 1 fra 1991 og 2004 indikerer en reduksjon i risiko for kjernesmelting på en faktor nær 100. Ti års drift av en fullstendig modernisert reaktor medfører dermed samme risiko for kjernesmelting som fire ukers drift av en ikkemodernisert reaktor.

Det har ikke vært noen alvorlige hendelser ved Kola kjernekraftverk de siste ti årene. Antallet

mindre alvorlige hendelser og driftsforstyrrelser har også blitt redusert til et nivå tilsvarende det man finner på vestlige reaktorer.

I tillegg til tiltak som reduserer sannsynligheten for ulykker er det blitt gjort flere tiltak for å redusere konsekvensen av en eventuell ulykke. Med utstyr for trykkreduksjon og våtfiltrering, som nå er installert på de to første generasjons reaktorer ved Kola kjernekraftverk, regner man med å være i stand til å holde tilbake størsteparten av utslippet ved en alvorlig ulykke. For andre generasjons VVER-reaktorer har studier i regi av OECD-NEA vist at eksisterende systemer er i stand til å hindre et større utslipp ved en alvorlig ulykke. Dette er for øvrig i motsetning til første generasjons RBMK-reaktorer hvor man i mindre grad synes å ha lyktes i å etterinstallere en ytre barriere mot utslipp.

Majoriteten av ressurser lagt ned i bedret sikkerhet ved Kola kjernekraftverk kommer fra russiske fond. Norsk og annen utenlandsk innsats har, imidlertid, vært sterkt medvirkende til den raske bedringen i sikkerheten. Spesielt var utenlandsk innsats viktig på siste halvdel av 90 tallet da russiske ressurser var betraktelig knappere enn i dag, og hvor det var spesielt vanskelig å få tak i vestlig utstyr og instrumenter. I tillegg til effekten av rent konkrete fysiske leveranser, har vestlig innsats en viktig langsiktig effekt ved å bidra til å endre russisk sikkerhetskultur og praksis.

Som for alle russiske kjernekraftverk, ønsker russiske myndigheter å forlenge driften til reaktorene ved Kola kjernekraftverk med 10 til 20 år etter fylte 30 år. Internasjonalt eksisterer det ingen etablert praksis i stenging av kjernekraftverk etter 30 år. Prosessene rundt forlengelse i driftstiden har for russiske reaktorer vært tilnærmet tilsvarende som ved vestlige anlegg. Operatøren har gjennom analyser godtgjort at sikkerhetsnivået er i henhold til nasjonale krav og tilsynsmyndighetene har kontrollert dette. For de to eldste reaktorene ved Kola kjernekraftverk har skjerpede myndighetskrav medført at

reaktorene har blitt oppgradert betydelig. Underliggende kostnader har vært betydelige og programmet for levetidsforlengelse har i sin helhet blitt finansiert fra russiske fond.

Sikkerheten ved Kola kjernekraftverk er i dag vesentlig forbedret som følge av oppgraderinger. I EU har samtlige andre generasjons VVER-reaktorer fått tillatelse til fortsatt drift, og disse avviker neppe nevneverdig fra andre generasjons reaktorer ved Kola kjernekraftverk. Oppgraderingen av de to første generasjons reaktorer ved Kola kjernekraftverk har eliminert noen svakheter ved disse reaktorene og det er i dag lite som skiller dem fra andre generasjons reaktorer.

På grunn av den positive utviklingen på sikkerhetssiden er norsk bistand til Kola kjernekraftverk i dag vesentlig redusert sammenlignet med tidligere år. Motivasjonen for fortsatt norsk engasjement er et ønske om fortsatt kontakt og dialog med kjernekraftverket for å kunne følge utviklingen og lette informasjonstilgang ved hendelser. Samtidig ønsker man å bidra til fortsatt utvikling av sikkerhetskulturen og at de systemer som er etablert blir vedlikeholdt og oppdatert for best mulig kostnadseffektiv utnyttelse.

8 Referanseliste

[1] Larsen E, Saxebøl G. Sikkerhet ved russiske RBMK-reaktorer: En oppdatert gjennomgang av status. Strålevernrapport 2006:5. Østerås: Statens strålevern, 2006.
<http://www.nrpa.no/applications/system/publish/view/showLinks.asp?ips=1&archive=1000751> (28.11.06)

[2] Safety enhancement and lifetime extension of the power unit 1 of Kola NPP: Summary report. Rosenergoatom concern. Moscow: Rosenergoatom, 2003.

[3] Ranking of safety issues for WWER-440 model 230 nuclear power plants. IAEA-TECDOC-640. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 1992. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_640_web.pdf (18.11.06)

[4] Safety issues and their ranking for WWER-440 model 213 nuclear power plants. IAEA-EBP-WWER-03. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 1996.

[5] Nuclear safety in EU candidate countries. Western European Nuclear Regulators' Assosiation, WENRA, 2000.
<http://www.sujb.cz/docs/WENRAtotal2000.pdf> (28.11.06)

[6] Larsen E, Saxebøl G. The Norwegian assistance program for increased reactor safety in Eastern Europe. Strålevernrapport 2002:3. Østerås: Statens strålevern, 2002.
<http://www.nrpa.no/applications/system/publish/view/showLinks.asp?ips=1&archive=1000151> (28.11.06)

[7] Larsen E et al. Norsk støtte til sikkerhetsarbeid ved russiske kjernekraftverk:

strategi for 2005-2007. Strålevernrapport 2005:14. Østerås: Statens strålevern, 2005.
<http://www.nrpa.no/applications/system/publish/view/showLinks.asp?ips=1&archive=1000193> (28.11.06)

[8] Joint CSNI/CNRA report on regulatory uses of safety performance indicators. NEA/CRNA/R (2006) 1. Paris: Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, OECD, NEA, 2006.
<http://www.nea.fr/html/nsd/docs/2006/cnra-r2006-1.pdf> (28.11.06)

[9] Operational safety performance indicators for nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1141. Wien: International Atomic Energy Agency, 2000. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1141_prn.pdf (28.11.06)

[10] Convention on nuclear safety. IAEA Legal Series No. 16. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 1994.
Unofficial electronic edition :
<http://www.iaea.org/Publications/Documents/Infcircs/Others/inf449.shtml> (28.11.06)

[11] National report of the Russian Federation on the fulfillment of commitments resulting from the Convention on nuclear safety: Third review meeting under the Convention on nuclear safety. Moskva: Minatom, 2004.
<http://www.minatom.ru/attachmentviewer?idAttach=476> (28.11.06)

[12] Current status of probabilistic assessments for Soviet designed reactors. ECONET Consulting. EUR 17567. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, OOEPEC, 1999.
<http://ec.europa.eu/energy/nuclear/publications/doc/current.pdf> (28.11.06)

[13] Maráni J. Accident localization systems with jet condensers for VVER 440-v230 at Jaslovske Bohunice. Nuclear Engineering and Design 1995; 157: 387-393.

[14] Balabanov E, Sartmadjiev A. Technically feasibility solution for VVER-440/V230 Confinement upgrading. Presented on the International meeting “30 Years Nuclear Research & Design Activities in Energoproekt Plc, Bulgaria”, 2000, Varna, Bulgaria. Enpro Consult Ltd.

[15] Answers to the reminding questions on bubbler Condenser. Activity report on the OECD NEA Bublber-Condenser Steering Group. NEA/CSNI/R (2003) 12. Paris: Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, OECD, NEA, 2003.
<http://www.nea.fr/html/nsd/docs/2003/csn-i-r2003-12.pdf> (28.11.06)

[16] The international nuclear event scale (INES): User’s manual. 2001 Edition. Wien: International Atomic Energy Agency, IAEA, 2001. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/INES-2001-E/ines_01_corr.pdf (28.11.06)

[17] Strategy of nuclear power development in Russia in the first half of the 21st century: summary. Moskva: Ministry of the Russian Federation for Atomic Energy, 2000.
<http://old.minatom.ru/english/presscenter/document/news/strat.pdf> (28.11.06)

[18] IAEA Power Reactor Information System.
<http://www.iaea.org/programmes/a2/>
(28.11.06)

Vedlegg 1: Liste over første generasjons VVER-reaktorer

Navn	Land	Tilknyttet nett	Stengt
Kola-1	Russland	1973	
Kola-2	Russland	1974	
Novovoronezh-1	Russland	1964	1988
Novovoronezh-2	Russland	1969	1990
Novovoronezh-3	Russland	1971	
Novovoronezh-4	Russland	1972	
Kozloduy-1	Bulgaria	1974	2002
Kozloduy-2	Bulgaria	1975	2002
Kozloduy-3	Bulgaria	1980	2006
Kozloduy-4	Bulgaria	1982	2006
Greifswald-1	(Øst-)Tyskland	1973	1990
Greifswald-2	(Øst-)Tyskland	1974	1990
Greifswald-3	(Øst-)Tyskland	1977	1990
Greifswald-4	(Øst-)Tyskland	1979	1990
Greifswald-5	(Øst-)Tyskland	1989	1989
Armenia-1	Armenia	1976	1989
Armenia-2	Armenia	1980	
Bohunice-1	Slovakia	1978	2006
Bohunice-2	Slovakia	1980	2008

Vedlegg 2a: Liste over andre generasjons VVER-reaktorer

Navn	Land	Tilknyttet nett	Stengt
Kola-3	Russland	1981	
Kola-4	Russland	1984	
Rovno-1	Ukraina	1980	
Rovno-2	Ukraina	1981	
Paks-1	Ungarn	1982	
Paks-2	Ungarn	1984	
Paks-3	Ungarn	1986	
Paks-4	Ungarn	1987	
Loviisa-1	Finland	1977	
Loviisa-2	Finland	1980	
Bohonice-3	Slovakia	1980	
Bohunice-4	Slovakia	1984	
Mochovce-1	Slovakia	1998	
Mochovce-2	Slovakia	1999	
Dukovany-1	Slovakia	1985	
Dukovany-2	Slovakia	1986	
Dukovany-3	Slovakia	1986	
Dukovany-4	Slovakia	1987	

Vedlegg 2b: Liste over tredje generasjons VVER-reaktorer (reaktornummer i parentes)

Navn	Land
Balakov (1-4)	Russland
Kalinin (1-4)	Russland
Novovoronezh-5	Russland
Volgodonsk-1	Russland
Zaporozhe (1-6)	Ukraina
South Ukraine (1-3)	Ukraina
Khmelnitski (1-2)	Ukraina
Rovno (3-4)	Ukraina
Temelin (1-2)	Tsjekkia
Tianwan (1)	Kina

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

StrålevernRapport 2006:5

Sikkerhet ved russiske RBMK-reaktorer. En oppdatert gjennomgang av status

StrålevernRapport 2006:6

Radiologi i Noreg. Undersøkningsfrekvens per 2002, tidstrender, geografisk variasjon og befolkningsdose

StrålevernRapport 2006:7

Tiltak mot radon i privatboliger

Oppsummering av tiltak under Nasjonal kreftplan 1999-2003

StrålevernRapport 2006:8

K-159. Havariet av den russiske atombåten K-159 og den norske atomberedskapsorganisasjonens håndtering av ulykken

StrålevernRapport 2006:9

Monte Carlo Simulations for Gamma Measurements in Monitoring and Emergency Situations

StrålevernRapport 2006:10

Terrestrial Monitoring in Øvre Dividalen

StrålevernRapport 2006:11

Virksomhetsrapport for norske stråleterapisentre 2003-2004

StrålevernRapport 2006:12

Gammaspektrometriske flymålinger og radon

StrålevernRapport 2006:13

Kvalitetskontroll av ikke-dosimetriske parametre ved CT-basert planlegging av stråleterapi

StrålevernRapport 2006:14

Radioactivity in the Marine Environment 2004

Results from the Norwegian Marine Monitoring Programme (RAME)

StrålevernRapport 2006:15

Threat Assessment of Radioisotope Thermoelectric Generators (RTG) Management Radiation Protection and Safety Regulations

StrålevernRapport 2006:16

Avoiding a "deep" agreement? Why some countries remain reluctant to the Fissile Material Cut-Off Treaty: the cases of the United States and Pakistan

StrålevernRapport 2006:17

Stråledoser ved analog og digital mammografi i Mammografiprogrammet i

Troms og Finnmark høsten 2004

StrålevernRapport 2006:18

Årsrapport fra persondosimetritjenesten ved Statens strålevern 2005

StrålevernRapport 2006:19

Review of the current status and operations at Mayak Production Association

StrålevernRapport 2006:20

Radon i uteluft. Presentasjon av resultater fra radonmålinger i uteluft i seks utvalgte områder i Norge

StrålevernRapport 2006:21

Differences in technetium-99 accumulation and distribution between organs in male and female lobsters collected from Norwegian coastal waters