

Dieter Nebel

Zur Reaktorsicherheitsphilosophie sowjetischer Kernkraftwerke¹

1. Einleitung

Im folgenden Vortrag soll an einem brisanten Thema gezeigt werden, wie eng wissenschaftlich-technischer Fortschritt und Politik, Zukunftsvisionen und Zukunftsangst, Nutzen und Risiko miteinander verknüpft sein können. Das scheint für das Beispiel Kernenergie in der Sowjetunion einfach ablesbar zu sein. Vorhandene Mängel der in der Sowjetunion projektierten Kernkraftwerke hängen irgendwie mit den Nachteilen der überzentralisierten Planung in der Sowjetunion zusammen. Damit war auch der Rahmen für ihre Wissenschaftler gegeben. Haben sie ihn ausgefüllt?

Man wird das Anliegen der folgenden Darlegungen mißverstehen, will man in ihnen nur einen Schritt der „Aufarbeitung“ der Vergangenheit in einem gescheiterten, aber dennoch einmal wesentlichen Teil unserer Welt, ein Stück Opportunität, sehen. Die potentiellen Gefährdungen durch sowjetische (wie auch durch andere) Kernkraftwerke müssen ausgesprochen werden. Das wird geschehen. Und sie müssen zurückgedrängt werden. Wir dürfen aber davon ausgehen, daß Entwicklung und Bau sowjetischer Kernkraftwerke von ihren Schöpfern als ein Beitrag für eine gesündere Welt verstanden worden waren. Es gab eine bedeutende Aufbruchsstimmung damals. Man sah einen Weg, den Energiemangel in der Welt für einen historischen Zeitraum beseitigen zu können. Die Nukleartechnologie sowie den Schutz der Menschen und der Umwelt vor der Radioaktivität glaubte man, sicher beherrschen zu können. Man kann das Schicksal dieser KKW durchaus als Aufforderung an alle Wissenschaftler und Techniker betrachten, nicht nur dem technischen Fortschritt dienen zu wollen, sondern stets mit gleicher Energie und Konsequenz auch die denkbaren Schattenseiten dieses technischen Fortschritts zu durchforschen.

Die UdSSR² hat in der friedlichen Nutzung der Kernenergie faktisch alle Entwicklungslinien verfolgt, die aus internationaler Sicht von Bedeutung

-
- ¹ Vortrag, gehalten in der Klasse Naturwissenschaften der Leibniz-Sozietät am 19. Januar 1995. Die schriftliche Fassung des Vortrags wurde gegenüber dem mündlichen Vortrag geringfügig geändert
 - ² Die Bezeichnung von Staaten usw. erhalten im folgenden Text nicht das Attribut „ehemalige“, wenn die Staaten usw. der Vergangenheit angehören

waren. Bei den thermischen Leistungsreaktoren konzentrierte sie sich dabei auf zwei Typen, den RBMK und den WWER.

Der RBMK ist ein graphitmoderierter Siedewasserreaktor vom Röhrentyp. Das sonst übliche Druckgefäß ist hier durch eine Vielzahl von Druckröhren ersetzt. Moderator ist Graphit, Wärmeträger ist Wasser. Die Kombination von Zirkon (Brennstabhüllen), Wasser, Graphit und hohe Temperatur ist aus chemischer und sicherheitstechnischer Sicht vielleicht nicht unbedenklich.

Davon unabhängig hatte man sich Anfang der siebziger Jahre in der DDR entschieden, beim Aufbau von Kernkraftwerken auf dem Gebiet der DDR nur den anderen Grundtyp thermischer Kernkraftwerke, den WWER, zu nutzen. Zu diesem Zeitpunkt lag den Verantwortlichen eine wissenschaftlich-technische Expertise des damaligen Instituts für Kraftwerke in Berlin vor, in der ein Import von RBMK nicht empfohlen wurde [1]. Der wesentliche Grund dafür, sich auf nur einen Typ zu beschränken, waren wohl wirtschaftliche Überlegungen. So entschied man sich für den WWER.

Der heutige Vortrag wird sich faktisch nur mit den sowjetischen Kernkraftwerken vom Typ WWER (Wasser -Wasser -Energie - Reaktor) beschäftigen. Sie arbeiteten auf deutschem Boden, mit ihnen hatten wir in der Vergangenheit in der DDR zu tun.

In der Zeit zwischen dem 14.2. und 8.12.1990 wurden mit der Begründung, daß sie sicherheitstechnische Mängel haben, die Blöcke 1 - 5 der KKW Greifswald und im November 1990 das KKW Rheinsberg für immer stillgelegt. Die Fertigstellung der im Aufbau befindlichen weiteren Blöcke des Kraftwerks in Greifswald und des KKW Stendal wurde verbindlich abgebrochen. Zur Sicherheitsausstattung der KKW in Rheinsberg und in Greifswald gab es unter Fachleuten schon seit längerer Zeit ernsthafte Kritik, ich komme darauf zurück. Hinzu kam, daß sich in der Nachwendezeit der DDR eine heftige emotionale Bewegung gegen die Kernkraftwerke in Rheinsberg, Greifswald und Stendal und gegen die Kernenergieerzeugung insgesamt entwickelt hatte. Dies war ein sichtbarer Hintergrund für die Entscheidungen zum Ende der Kernenergetik im Osten Deutschlands. Welchen Sinn hat es dann heute, 4 - 5 Jahre später, nachdem inzwischen die Kernkraftwerke in Rheinsberg und in Greifswald ihre Tätigkeit beendet haben, noch einmal auf diese Kraftwerke zurückzukommen?

Die Angaben der Tabelle 1 geben eine gewisse Antwort auf diese Frage. In dieser Tabelle ist die Anzahl der Kernkraftwerke vom WWER-Typ aufgetragen, die in Osteuropa (Rußland, Ukraine, Tschechische Republik, Slowakische Republik, Bulgarien und Ungarn) noch arbeiten (jeweils erste Zahl) oder sich im Aufbau befinden (jeweils zweite Zahl)[2]. Die Zahlen werden

im einzelnen nicht exakt stimmen, da insbesondere die Fertigstellung der im Aufbau befindlichen KKW wegen der ungenügenden Wirtschaftskraft der einzelnen Länder und wegen der Sicherheitsbedenken stagniert.

Tabelle 1: KKW vom Typ WWER in Osteuropa [2]

	Rußland	Ukraine	C und S	Bulgarien	Ungarn	Gesamt
W - 230	4 / 0		2 / 0	4 / 0		10 / 0
W - 213	2 / 0	2 / 0	6 / 4		4 / 0	14 / 4
W - 320	6 / 9	10 / 6	0 / 2	2 / 0		8 / 17
Anteil an Stromerzeugung im Land		2 %	28 %	35 %	51 %	63 Anlagen (47 GWe)

Dennoch dürften die angegebenen Zahlen in etwa den realen Stand in den angeführten osteuropäischen Ländern widerspiegeln (in [3] werden höhere Zahlen als in Tabelle 1 angegeben mitgeteilt). Man kann davon ausgehen, daß insgesamt in Rußland, der Ukraine, der Tschechischen Republik, der Slowakischen Republik, in Bulgarien und in Ungarn etwa 50 Kernkraftwerke vom WWER - Typ arbeiten oder sich in einer Aufbauphase befinden. Diese Kernkraftwerke werden noch längere Zeit elektrischen Strom erzeugen, da der Strom in diesen Ländern benötigt wird und Alternativen zur Bereitstellung von Elektroenergie dort kaum existieren. Diese Kernkraftwerke gehören damit aber auch zu uns, die wir in Europa leben, und mit ihnen ihre Probleme. Wir müssen zu ihnen ein aktives Verhältnis haben. Und da diese Anlagen unter Kritik stehen, müssen wir uns mit den Fragen ihrer Sicherheit beschäftigen.

Das wird im internationalen Maßstab praktiziert. So tagte z.B. vom 2. bis 3. Februar 1995 in Garching eine Brainstorming Group von hochrangigen Wissenschaftlern der EU-Länder und einiger ost- bzw. Mitteleuropäischer Länder, um Fragen einer engen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung und -technologie zu beraten. Schwerpunktthemen und Modalitäten der Zusammenarbeit wurden festgelegt, zwei Arbeitsgruppen (*Structural Integrity and Materials; Thermohydraulics, Reactor-physics, SA Analysis and AM Procedures*) gebildet [4]. Die internationale

Zusammenarbeit auf den genannten Gebieten wurde auf eine höhere Basis gestellt, sie ist auf lange Sicht angelegt.

Die Probleme der einzelnen WWER-Kernkraftwerke werden denen ähneln, die wir aus dem Kernkraftwerk Greifswald kennen. Das ergibt sich auch aus den Ergebnissen der erwähnten Expertenberatung. Deshalb ist es für das Anliegen dieses Vortrags nützlich und ausreichend, wenn wir uns im folgenden hauptsächlich mit dem KKW Greifswald beschäftigen [4].

Ich möchte noch zwei Gesichtspunkte nennen, die meine Haltung zur Arbeit der sowjetischen Kernkraftwerke in der DDR berühren, wenngleich nicht bestimmen.

Die UdSSR hat 1954 mit der Aufnahme des Betriebs im Kernkraftwerk Obninsk einen mühevollen Start vollzogen (das KKW Obninsk war zum Beispiel mit einer im zweiten Weltkrieg erbeuteten SIEMENS-Turbine ausgerüstet). Damit hat sie den weltweiten Wettbewerb zur Anwendung der Atomenergie für friedliche Zwecke für die Öffentlichkeit begonnen. Bei all den Problemen, die es dann gab, war dies ein mutiger Schritt. Das Land war 1954 in einer wirtschaftlich noch schlimmen Situation, der technologische Stand in seiner Industrie war schwach. Dennoch wurde der Beginn einer friedlichen industriellen Nutzung der Kernenergie gewagt, eine mögliche Alternative zu den Atomwaffen gezeigt.

Kernkraftwerke haben sich seither in den meisten Industrieländern etabliert und verfügen heute im allgemeinen über einen relativ stabilen Sicherheitsstatus. Wenn letzteres von einem großen Teil der internationalen Öffentlichkeit anders gesehen wird, muß man das zur Kenntnis nehmen und die Motive auch respektieren. Alle Zugeständnisse von Politikern an diese Öffentlichkeitsmeinung werden wahrscheinlich nichts daran ändern, daß die KKW eine wichtige technische Rolle weiterhin spielen werden, bis sich in einem größeren Maßstab reale Alternativen verwirklichen lassen. Dies betrifft vordergründig die Rohstoff- und Energieversorgung, doch wohl aber mehr die Lebensweise der Menschen in einem Teil unserer Erde. Denn man weiß, daß die Zeit zur Verabschiedung von einer Überfluggesellschaft, die die natürlichen Umweltbedingungen und die Rohstoffvorräte unverträglich strapaziert und gleichzeitig ein kulturvolles Leben der Mehrheit der Menschen behindert, reif ist. Solche Alternativen müßten gefunden werden. Hierbei wird auch die Rolle der Kernenergie wieder zu prüfen und neu zu bewerten sein. Es sieht so aus, daß man auf sie angewiesen sein wird. Den Beginn für ihre derzeit weltweite Entwicklung stellte die Inbetriebnahme des KKW Obninsk im Jahre 1954 dar.

Der zweite Gesichtspunkt: Seit vielen Jahren stehen die WWER-Anlagen in berechtigter internationaler fachlicher Kritik. Es ist deshalb legitim zu

prüfen, wie die KKW-Bedienungsmannschaften in Rheinsberg und in Greifswald mit ihnen zurecht gekommen sind.

2. Zu Fragen der Kernenergieentwicklung in der DDR

Die Konzeptionen und die praktischen Schritte zur Entwicklung der Kernenergieanlagen auf dem Boden der DDR waren widersprüchlich. Es begann, ausgelöst durch den Start des KKW in Obninsk, mit einer Euphorie. 1956 verkündete der damalige Minister Seibmann in einer veröffentlichten Rede auf einer Parteikonferenz der SED, daß in den damals folgenden zehn Jahren auf dem Gebiet der DDR sechs sowjetische Kernkraftwerke gebaut werden sollen[5]. Das war ein etwas verunglückter Notruf aus einer schwierigen Situation auf dem Gebiet der Energieversorgung. Die rohstoffarme DDR mußte damals aus unterschiedlichen Gründen die von ihr benötigte Energie selbst aufbringen. Man war zum Beispiel gezwungen, die sogenannte Salzkohle im mitteldeutschen Raum abzubauen. Obwohl diese Kohle bis zu 30% Asche und beträchtliche Mengen Feuchtigkeit enthielt, ihre Verbrennung große Schäden in der Umwelt und in den technischen Verbrennungsöfen verursachte, war sie so wichtig, daß man ihretwegen Dörfer und Eisenbahnlinien verlegte. Man wußte, daß die Kohle eigentlich nicht abbauwürdig war und baute sie dennoch ab. Man hatte nichts Besseres. Soweit ich mich erinnere, waren es im wesentlichen die befürchteten Folgeschäden der Braunkohleverbrennung für Menschen, Umwelt und Industrie, die als Grund für die stärkere Nutzung von Kernkraftwerken genannt wurden. Man kannte die Probleme der Braunkohle, nicht aber die der Kernenergie. Und man unterschätzte kolossal die technologischen Risiken einer sicheren Kernenergiegewinnung.

Politik und Kernkraftwerke

Die Aufteilung der Welt in Machtblöcke hatte damals die logische Folge, daß sich die DDR ausschließlich auf sowjetische Kernkraftwerke orientierte. Da man in der DDR die technologischen Schwierigkeiten in der UdSSR kannte, gab es sporadische Versuche, auch andere Wege zu finden, z.B. Kernkraftwerke aus dem Westen zu importieren. Solche Versuche wurden ziemlich hart korrigiert. Es ist hier angebracht, an Hand von zwei recht unterschiedlichen Beispielen auf politische Einflüsse einzugehen, die in der UdSSR und auch in der DDR auf die Kerntechnik ausgeübt wurden.

In der UdSSR erfolgte Entwicklung der Kerntechnik und Produktion kerntechnischer Einrichtungen jahrzehntelang in spezialisierten Einrichtungen, unabhängig davon, ob es sich um die Entwicklung von Atomwaffen oder von Kernkraftwerken handelte. So wurden die Kernkraftwerksreak-

toren vom Typ WWER in Podolsk in der Nähe von Moskau konstruiert. In der gleichen Stadt erfolgte auch die Entwicklung von Antriebsreaktoren für Unterseeboote. Solche Einrichtungen und Städte waren von der übrigen Welt sorgfältig abgeschirmt. Man nannte sie geschlossene Einrichtungen und Städte.

Der „graue“ Sektor brachte der Sowjetunion für die Erreichung ihrer hochgespannten Ziele auf technischem Gebiet ganz gewiß Vorteile. Man konnte geeignete Mitarbeiter, die benötigten Mittel und auch die Arbeitsbedingungen den gegebenen Umständen gemäß optimal auswählen. Wie der Autor beim Besuch einer Produktionsstätte für Brennelemente zum WWER 1000 in Nowosibirsk 1980 feststellen konnte, wurden unter diesen Bedingungen auch ein angemessenes technologisches Niveau und eine zwar aufwendige, aber gute Arbeitskultur erreicht. Man stand entsprechenden Einrichtungen des Westens nicht nach, war in manchem vorbildlich. Bedauerlicherweise hat dies nicht oder im nur völlig ungenügenden Maße in den zivilen Sektor der Wirtschaft durchgeschlagen. Zwischen beiden Sektoren gab es starre Grenzen. Man wollte sich wohl auch vor Störungen durch den politischen Gegner schützen. So grundlos waren die gegenseitigen Befürchtungen und das allgemeine Mißtrauen jener Zeit nicht, wie man heute nach Ende des kalten Krieges in persönlichen Gesprächen mit Kollegen aus Ost und West offenherzig erfährt.

Ein großer Nachteil bestand für unsere sowjetischen Kollegen darin, daß sie international weitgehend isoliert waren. Selbst die DDR war für viele von ihnen als „Vorstufe zum Westen“ nicht zugänglich. In gemeinsamer Arbeit lernte man sich später kennen und schätzen. Dennoch war für sie eine Treibhausatmosphäre typisch, die eine fachliche Kritik von außen, für jede schöpferische Tätigkeit dringend notwendig, kaum zuließ. So wurden optimale technologische Wege nicht immer gefunden. Und was mindestens gleich wichtig ist, eine Kritik der Öffentlichkeit im eigenen Land war allein deshalb nicht möglich, weil die Menschen kaum informiert waren. Sie war wohl auch nicht immer erwünscht.

Ich muß nun hier in diesem Gremium einige bittere Anmerkungen machen, die über das eigentliche Anliegen des Vortrags hinaus reichen, die aber zum Verständnis unserer Vergangenheit in der DDR notwendig sind. Ich gehe davon aus, daß eine klare und faire Auswertung unserer Erfahrungen für Gegenwart und Zukunft wichtig ist. Ich zitiere aus einem umfangreichen Papier, das 1964 von damals zwei verantwortlichen Wissenschaftlern aus dem Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf im Sinne eines Memorandums als Studie verfaßt und an hohe Leitungsgremien verschickt worden war [6]:

- Die DDR solle keine Leistungsreaktoren entwickeln. Die UdSSR garantiere der DDR die Bereitstellung modernster Leistungsreaktoren. Die DDR solle sich in Forschung, Entwicklung und Fertigung auf Ausrüstungen des Kernbrennstoffzyklus orientieren, denn die für den Brennstoffzyklus notwendigen Chemieanlagen stellen den modernsten Zweig des chemischen Anlagenbaus von morgen dar. Die Beherrschung ihrer Fertigungstechnologie wird zu einer entscheidenden Frage der Exportfähigkeit des Chemieanlagenbaus, wenn man in Rechnung stellt, daß die Kernenergie bis zum Jahre 2000 bereits 50% der Gesamtenergieerzeugung der Welt ausmacht. Das entspricht der heutigen Gesamtkapazität aller Kraftwerke der Welt ...
- Für die Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe sind nichtwässrige Verfahren zu entwickeln ...[6]

Ich gestatte mir hier einige Zwischenbemerkungen: Das alles war 1964. Erst zwei Jahre später ist das KKW Rheinsberg, gar neun Jahre später ist der erste Block des KKW Greifswald an das Netz gegangen. Es ist selbstverständlich, daß 1964 der wesentliche Teil der Forschungskapazität des Zentralinstituts für Kernforschung Rossendorf und große Kapazitäten anderer Einrichtungen auf Probleme des thermischen Kernkraftwerks orientiert waren. Es gab zu diesem Zeitpunkt beachtliche Ergebnisse, z.T. in schon materialisierter Form.

Einen geschlossenen Kernbrennstoffzyklus gibt es weltweit heute noch nicht, das gilt besonders auch für nichtwässrige Verfahren der Wiederaufbereitung von bestrahlten Kernbrennstoffen. Aber mit dem Export von Chemieanlagen für den geschlossenen Kernbrennstoffzyklus (KBZ) wollte man aus der Sicht von 1964 die Exportfähigkeit des Chemieanlagenbaus der DDR sichern! Mit einer solchen Demagogie sollte die gesamte kernenergetische Forschung der DDR auf etwas „ganz Neues“ umorientiert werden. Und sie wurde!

Am 19. Juli 1966 verlangte der in Rossendorf für die kernenergetische Forschung Verantwortliche [7], ich zitiere:

- Eigene KBZ-Anlagen ab 1980. Die gesamte kernenergetische Forschung und Entwicklung orientiert sich auf die Wiederaufarbeitung und auf die Brennelementfertigung.
- Bis 1969 ist vorzusehen: Herstellen von Brennelementmustern mit Stahlhüllen und Urandioxid, Urannitrid bzw. Urancarbonitrid, Schaffung der Grundlagen zur Wiederaufarbeitung von SBR*)-Brennstoff nach dem chlorierenden Verfahren.

- 1975: Produktionsüberführung [7].

Das war wissenschaftlich gesehen grober Unfug. Daran ändert sich auch nichts durch die Tatsache, daß der Leiter dieser Konzeption wissenschaftlich ausgewiesen und international bekannt war, eine Persönlichkeit von Rang darstellte. Verhängnisvoll war, daß er unantastbar schien und eine Direktverbindung zur obersten politischen Führung in der DDR hatte. So wurde es möglich, daß bereits aus diesen Vorstellungen heraus weitgehende praktische Maßnahmen durchgesetzt werden konnten. Eine Fülle neuer Forschungsthemen wurde eröffnet, neue Forschungskollektive wurden gebildet, Investitionen wurden eingeleitet. Die laufenden kernenergetischen Forschungen, Entwicklungen und Produktionen wurden, so weit es ging, der oben genannten Zielstellung angepaßt oder in der Mehrzahl zusammen mit laufenden technischen Projekten abgebrochen. Wissenschaftliche Einwände wurden aus prinzipieller Sicht nicht berücksichtigt, unter wissenschaftlichem Deckmantel wurde aus subjektiven wissenschafts-politischen Überlegungen heraus entschieden.

Natürlich wurde nach einigen Jahren die Fehlorientierung überwunden. Man brauchte aber zu lange Zeit, um eine als unabänderlich gehandhabte Entscheidung zu korrigieren. Inzwischen waren die meisten Forschungen, technischen Entwicklungen und Produktionen zur Projektreife des thermischen Kernkraftwerks in der DDR, die vielleicht auch internationalen Einfluß gehabt hätten, eingestellt und die Kapazitäten umorientiert worden. Der sachliche und moralische Schaden dieses Intermezzos war für die Einführung der Kernkraftwerkstechnik in die DDR-Wirtschaft für Jahrzehnte groß. Die Ursachen für diese Fehlentwicklung lagen, erläutert mit der Absicht, schnell die potentiellen Möglichkeiten der Kernbrennstoffausnutzung zu erschließen, letztlich in politischem Sendungsbewußtsein, in übersteigertem Ehrgeiz Einzelner. Das war paradoxerweise ein trauriges Beispiel für eine „Abwicklung“ von Forschungskollektiven, beispielgebend auch hinsichtlich Diktion und Selbstgerechtigkeit.

In Orientierung, Ausmaß und Konsequenzen freilich war sie nicht im entferntesten vergleichbar mit jener großen und überaus kurzsichtigen Abwicklung von Instituten und Wissenschaftlern im Osten des vereinigten Deutschland 25 Jahre später. Interessant ist, daß hierbei ebenfalls namhafte Wissenschaftler Verantwortung übernommen hatten.

3. KKW-Blöcke in der DDR

Insgesamt waren auf dem Gebiet der DDR 6 KKW-Blöcke in Betrieb. Das Kernkraftwerk Rheinsberg arbeitete als Prototypanlage für die gesamte WWER - Reihe. Es war von sowjetischer und deutscher Seite als solche

geplant und auch gemeinsam genutzt worden, galt darüber hinaus als „Lehr- und Versuchskernkraftwerk“. Andererseits war das KKW eine feste Größe in der Stromversorgung der DDR, um so mehr, als es stabil gearbeitet hat. Aus dieser dreifachen Funktion ergaben sich im Praktischen manche Probleme, die aber nach Auskunft ehemaliger verantwortlicher Mitarbeiter recht günstig gelöst werden konnten. Zu erwähnen ist, daß in Rheinsberg zahlreiche Erprobungen für die sowjetische WWER-Entwicklung durchgeführt wurden.

Die Blöcke 1 - 4 des Kernkraftwerks Greifswald hatten eine Leistung von je 440 MWe, sie waren vom ursprünglichen Typ W-230. Mit dem Block 5 begann für die DDR die Reihe der W-213 - Reaktoren. Er war nur kurzzeitig am Netz. Die Blöcke 6 bis 8 sollten Anfang der neunziger Jahre in Betrieb genommen werden. Für das Kernkraftwerk Stendal waren nur WWER 1000 - Reaktoren vorgesehen gewesen, die Blöcke 1 und 2 sollten Mitte der neunziger Jahre in Betrieb gehen. 1990 wurden alle in der Tabelle 2 angeführten Reaktorblöcke für immer stillgelegt, der Aufbau der weiteren Blöcke in Greifswald und in Stendal wurde abgebrochen.

4. Grundprinzipien der Sicherheit der WWER-Anlagen

Die Sicherheitsprinzipien der W-230 stammen aus den sechziger Jahren. Man ging in dieser Anfangsperiode der Entwicklung von Kernkraftwerken in der UdSSR davon aus, daß durch höchste Ansprüche an die Werkstoffe, Rohrleitungen und Aggregate die Anlagensicherheit gewährleistet und das Auftreten von Havarien verhindert werden kann [8]. Es zeigte sich aber im Betrieb der ersten Kernkraftwerksblöcke, daß mit Genügen dieser Anforderungen nicht unbedingt Schäden größeren Ausmaßes ausgeschlossen werden können. Es wurde daraufhin eine umfassende, streng verbindliche Regelung für alle Phasen des Baus, des Betriebs und der Strahlenschutzkontrolle von Atomanlagen erlassen (OPB-73).

Diese Regelung erhielt den Status „höchster Priorität“ [8]. Nach ihr wurden die Kernkraftwerke W-213 und W-320 gebaut. 1982 wurde OPB-73 durch die weiterentwickelte Ordnung OPB-82 ersetzt. Nach der Havarie von Tschernobyl schließlich hat man bei gleichzeitiger Auswertung der Havarie von Three Miles Island / Harrisburg die Verordnung zur Sicherheit von Kernkraftwerken völlig neu verfaßt, sie trat 1990 als OPB-88 in Kraft. In dieser Verordnung werden alle denkbaren Störfälle bis hin zum Kernschmelzen berücksichtigt. Vergleichsweise große Aufmerksamkeit widmete man dem subjektiven Handlungsspielraum der Operatorteam.

Zunächst zur Sicherheitsauslegung des W-230.

Tabelle 2: WWER-Anlagen in Deutschland

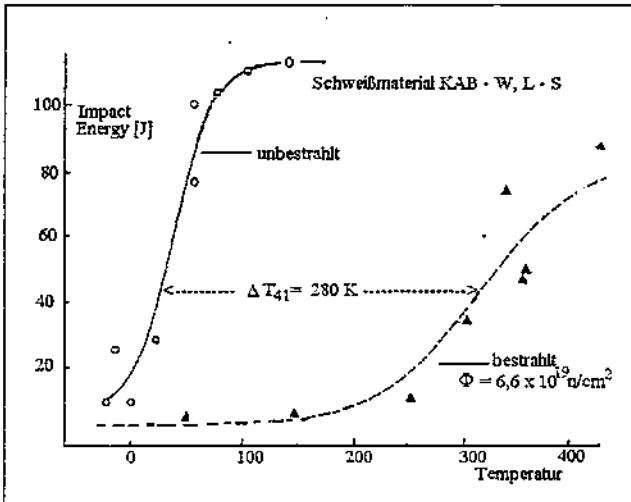
Standort	Typ	Block	Leistung MWe	Start (Baubeginn)
Rheinsberg	WWER		70	1966
Greifswald	W-230	1	440	1973
Greifswald	W-230	2	440	1974
Greifswald	W-230	3	440	1977
Greifswald	W-230	4	440	1979
Greifswald	W-213	5	440	1989
Greifswald	W-213	6	440	(1980)
Greifswald	W-213	7	440	(1981)
Greifswald	W-213	8	440	(1981)
Stendal	W-320	1	1000	(1984)
Stendal	W-320	2	1000	(1984)

Entsprechend allen Konzepten für Druckwasserreaktoren wird vorausgesetzt, daß die Integrität der Reaktordruckbehälter (RDB) nicht verletzt wird. Die Druckbehälter der beiden ersten Blöcke des KKW Greifswald waren teilplattiert, die der folgenden Blöcke vollständig plattiert. Die Hauptkühlmittelleitung (HUL) hatte die Nennweite 500. Zur Reaktorkühlung dienten sechs parallele Kühlschleifen mit je einer Hauptumwälzpumpe (HUP), zwei Hauptabsperrschiebern (HAS) und je einem liegenden Dampferzeuger. Diese Anordnung gestattete, bei laufendem Betrieb im Bedarfsfall eine Kühlschleife mit einem Dampferzeuger für Wartungszwecke außer Betrieb zu nehmen. Die Kondensator Kühlung erfolgte mit Ostseewasser.

Im folgenden die Grundpfeiler der Sicherheitsphilosophie der W-230 [1][8][9]:

- Eine hohe Qualität der eingesetzten Werkstoffe gewährleistet eine hohe Basissicherheit. So bestehen alle Rohrleitungen, auch die Heizrohre der Dampferzeuger, aus titanstabilisierten austenitischen Stählen. Der RDB wurde aus drei nahtlos geschmiedeten Ringen aus niedriglegiertem Cr-Mo-V-Stahl gefertigt, die durch Rundnähte miteinander verbunden sind. Druckhalter und Dampferzeuger bestehen aus Kohlenstoffstahl.

Abbildung 1 Primärkühlkreislauf des W-230



- Der Abriß einer HUL wurde als extrem unwahrscheinlich betrachtet.
- Als Auslegungstörfall gilt der Abriß einer Rohrleitung mit der Nennweite 100. Durch Auslaufbegrenzer ist das einem Leck der Nennweite 32, also 8 cm^2 , äquivalent.
- Die Gewährleistung des Sicherheitseinschlusses erfolgt durch ein spezielles Drucksystem. Die Überdruckklappen des Systems öffnen sich, wenn ein Leck $> \text{NW } 32$ auftritt
- Schwere Störfälle und Kernschmelzen werden ausgeschlossen.

Die wesentlichen Mängel im Sicherheitssystem des Prototypreaktors Rheinsberg und des W-230, Annahme eines zu geringen Projektstörfalls und anfällige Notkühlung, werden mit den Reaktoren W-213 und W-320 überwunden. Mit dem W-213 wurden folgende Fortschritte erreicht:

- Der doppelseitige Bruch der HUL wird als Projektstörfall angesehen
- Die Notkühlung kann das gesamte Spektrum von Störfällen beherrschen
- Die Notkühlung ist im Niederdruck- und im Hochdruckbereich drei-strängig, die Stränge sind weitgehend voneinander getrennt und unabhängig von den Betriebssystemen

- Die Probleme des Sicherheitseinschlusses sind besser als beim W-230, wenn auch nicht ideal, gelöst

Das Sicherheitssystem des W-320 entspricht in etwa dem internationalen Stand. Die Entwicklung des W-392 begann 1988, des W-407 etwas später. Mit diesen beiden Projekten wird u.a. angestrebt, daß die Sicherheitsausstattung beider KKW allen Kritiken standhält. Ihr heutiger Entwicklungsstand scheint fortgeschritten zu sein, die Gutachten der deutschen Gesellschaft für Reaktorsicherheit Köln und aus den USA zum W-407 sollen die angestrebten Ansprüche der Projekte bestätigen [10]. Damit wäre zu erwarten, daß jetzt auch die WWER - Linie zu befriedigenden Ergebnissen geführt wird.

Zur Bewertung der Sicherheitsauslegung der WWER-Anlagen

In knapper Form haben HEUSER u.a. [2,11] eine Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung der Kernkraftwerke vom Typ WWER mitgeteilt. Sie stützten sich auf umfangreiche Untersuchungen, die in einer ersten Phase mit dem ehemaligen Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) Berlin, dann aber mit einer Vielzahl von Fachleuten der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, TÜV Bayern, TÜV Norddeutschland, des Rheinisch-Westfälischen TÜV, von SIEMENS KWU, der Materialprüfanstalt Stuttgart, des Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire durchgeführt worden waren [9]. Konsultiert wurden in dieser Phase der Untersuchungen Vertreter des Ministeriums für Atomenergie und -industrie in Moskau und des Kurtschatow-Instituts.

Die gravierendsten Mängel sehen die Verfasser beim W-230, dem Reaktor der ersten Generation:

- Die Neutronenversprödung im Kernbereich
- Die geringe Redundanz und eine weitgehende Vermaschung in den Sicherheitssystemen (Notkühlung, sekundärseitige Noteinspeisung, Diesel - Notstromversorgung)
- Unzureichende Instrumentierung und Regelung, das Fehlen wichtiger Anregekriterien im Reaktorschutzsystem, z.B. für die Reaktorschnellabschaltung
- Eine geringe Redundanz z.B. bei der Verlegung von Kabeln redundanter Systemstränge.

- Unzureichende Brandschutzmaßnahmen. So kann z.B. ein Brand in den Kabelverteilungen oder im Bereich der Schaltanlagen den vollständigen Ausfall der Warte verursachen.

Tabelle 3: WWER - Entwicklungslinien

<i>Etappe</i>	<i>Beispiel</i>	<i>Inbetriebnahme</i>	<i>Leistung</i>	<i>Hauptmerkmale der Sicherheitstechnik</i>
Prototyp	Rheinsberg	1966	70 MWe	Projektstörfall: Bruch DN 50 (32). Notkühlung: HD und ND Gebäudespraysystem. Druckraumsystem ohne Klappen, ohne Naßkondensator. mangelhafter Schutz gegenüber äußerer Einwirkung
Erste Generation W-230	Greifswald Block 1	1973	440 MWe	Projektstörfall: Bruch DN 100 (32). Notkühlung: HD. Gebäudespraysystem. Druckraumsystem mit Klappen. mangelhafter Schutz gegenüber äußerer Einwirkung
Zweite Generation W-213	Greifswald Block 5 Kola	1989 1981	440 MWe	Projektstörfall: Bruch HUL DN 500 Notkühlung: 3 x 100% HD, ND, Kernflutbehälter Gebäudespraysystem Druckraumsystem mit Naßkondensator geringer Schutz gegenüber äußerer Einwirkung

<i>Etappe</i>	<i>Beispiel</i>	<i>Inbetriebnahme</i>	<i>Leistung</i>	<i>Hauptmerkmale der Sicherheitstechnik</i>
Dritte Generation W-320	Nowo-Woronesch Stendal	1989 1995	1000 MWe	Wie oben, jedoch mit Volldruckcontainment. Verbesserter Schutz gegenüber äußerer Einwirkung
Vierte Generation W-407 [10]	Sosnowy Bor		ca500M We	Inhärent sicherer Reaktor, Prototyp-Anlage, wird für Sosnowy Bor vorbereitet
Fünfte Generation W-392 [10]		ca. 1998 geplant		Projektstörfall: Bruch HUL DN 850. Doppelcontainment mit passiver Kühlung. Containment-Venting über Filter. Core-Catcher

Nach HEUSER sind Nachrüstungen zwar unumgänglich, aber praktisch nicht durchführbar. Diese, ich kann hier sagen, offizielle Meinung ist wichtig, da auch heute noch eine Vielzahl von Reaktoren des Typs W-230 in Europa arbeitet.

Auch für den W-213 und den W-320 wurden die Auslegungsdefizite herausgearbeitet [2,11,12]. In diesen Fällen wird eine Nachrüstung für möglich gehalten. Die wichtigsten Maßnahmen hierzu sind in der Tabelle 4 abzulesen.

Ich möchte auch einige *Vorzüge der WWER 440 (W-230 und W-213)* nennen (vergl. Tab.5). Das sind die relativ geringe Heizflächenbelastung, die durchgängige Auslegung der Rohrleitungen auf der Basis von Austenit, die Möglichkeit, einzelne Kühlschleifen und damit auch einzelne Dampferzeuger abzusperren, und der große primär- und sekundärseitige Wasserinhalt. Die große Menge Speisewasser in den liegenden Dampferzeugern gestattet es, auch bei Stromausfall mehrere Stunden lang die Nachwärme abzuführen. Diese Vorzüge ließen sich in der Praxis überaus vorteilhaft nutzen.

Tabelle 4: Wichtige Nachrüstmaßnahmen für W-230 und W-213 [12]

	W-213	W-320
Sicherheitseinschluß	Nachweis Druckabbau über Naßkondensation	
Notkühlung	Lecküberwachung Saugleitung und Gebäudesumpf	ebenfalls
Dampferzeuger		Konstruktive Änderung am Detektor
FD-, SpW-, NSpW-Leitung	Räumliche Trennung der Rohrleitungen	ebenfalls
Noteinspeisung	Nachrüstung eines autarken Notstandsystems	ebenfalls

Wie hatte man in der DDR die Sicherheitsphilosophie zum WWER gesehen?

In dieser Frage spiegeln sich verschiedene Phasen der Kernenergieentwicklung in der DDR wider. Mit dem Aufbau des Kernkraftwerks in Rheinsberg war besonders in den ersten Jahren seines Betriebs eine sehr enge Zusammenarbeit mit den sowjetischen Entwicklern auf gleichberechtigter Basis verbunden. Man ging sowohl in der UdSSR als auch in der DDR davon aus, daß die DDR mit dem wachsenden Wissen und mit Vorschlägen die Sicherheitsphilosophie der WWER - Anlagen insgesamt beeinflussen könne und auch sollte. Das änderte sich mit dem Aufbau des Kernkraftwerk Greifswald. Nun vertrat man in der DDR offiziell den Standpunkt, daß mit dem Import der Kernkraftwerksanlagen auch deren Sicherheitsstatus mit importiert wurde. Zwar gab es auch dann noch vielfältige Formen enger wissenschaftlicher und technischer Zusammenarbeit. In den deutschen Anlagen entstanden Erfahrungen und Verbesserungsvorschläge, die von den deutschen Technikern genutzt und von ihren sowjetischen Partnern gefragt waren. Man kannte sich aus langjähriger Zusammenarbeit. Das Partnerverhältnis blieb erhalten, wurde aber von kommerziellen Gesichtspunkten überlagert.

Vorschläge zur Rekonstruktion der Blöcke 1 - 4 des KKW Greifswald

Wenige Wochen nach der Havarie von Tschernobyl fand in der Nähe von Berlin eine mehrwöchige Klausurberatung einer größeren Anzahl von Wissenschaftlern und Technikern zu Fragen der Betriebssicherheit der Kern-

kraftwerke von Rheinsberg und Greifswald statt. Im Ergebnis wurden Empfehlungen an die Regierung übersandt. Sie sind von mir heute direkt nicht mehr nachzulesen, wohl aber die Kopie von Vorschlägen der Gruppe Energie des damaligen Forschungsrates vom Januar 1987, die ziemlich gut den Expertenempfehlungen vom Juni 1986 entsprachen. Es ist nach den Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission aus dem Jahre 1993 heute nicht uninteressant, aus den Forschungsratsempfehlungen des Jahres 1987 zu zitieren. Ich entnehme aus den Vorschlägen der Gruppe Energie des Forschungsrats vom Januar... 1987, leicht gekürzt, den Punkt 4 „Rekonstruktion der Blöcke 1 - 4 des KKW Greifswald“ [13]:

Zum Reaktor und zum Primärkühlkreislauf:

- Senkung der Neutronenbelastung der Druckgefäße durch Veränderung des Brennstoffregimes und den Einsatz von Abschirmkassetten
- Wiederherstellung der Zähigkeit des Stahls
- Ausschluß von Thermoschocks an den Reaktorwänden bei Notkühlung durch Erwärmen des Havarieborwassers und durch Schnellschaltsysteme
- Ausschluß von explosiven Gasgemischen
- Austausch der sechs Dampferzeuger des Blocks 1, die nach den Störungen der Jahre 1982 und 1983 (siehe später, Ne) nicht mehr die vollen Reserven haben
- Aufbau dritter Stränge zur Notkühlung und zur Abkühlung im Störfall

Weiter:

- Rekonstruktion und Entmaschung des Technisch-Wasser-Systems und des Zwischenkühlkreislaufs
- Aufbau eines dritten Strangs der Notstromversorgung, Entmaschung der bestehenden Stränge
- Aufbau einer Reservesteuerwarte
- Rekonstruktion des gesamten Automatisierungssystems einschließlich der technischen Diagnostik, der automatisierten chemischen und radio-metrischen Betriebskontrolle
- Aufbau weiterer Systeme der automatischen Branderkennung und Brandbekämpfung

Tabelle 5: WWER Einige Kennziffern der Reaktoren 440, WWER 1000 und Konvoi 1300

		WWER 440	WWER 1000	Konvoi 1300
Thermische Leistung	MW	1375	3000	3765
Reaktorkern Heizflächen- belastung	W/cm ²	44	57	61
Leistungsdichte	kW/dm ³	86	107	93
Wasserinhalt primär	m ³ /GW	156	99	99
sekundär	m ³ /GW	193	88	61

Wie nicht anders zu erwarten war, entspricht die sicherheitstechnische Analyse der Reaktorsicherheitskommission des Jahres 1993 in prinzipiellen Fragen den Empfehlungen des Forschungsrates des Jahres 1987, die, da sie nicht zitiert wurden, der RSK offenbar nicht bekannt waren. Die unterschiedlichen Schlußfolgerungen sind verständlich. 1987 bestand in der DDR die Absicht, die Empfehlungen des Forschungsrates trotz des großen materiell-technischen Aufwands umzusetzen, das KKW Greifswald also zu rekonstruieren. Die Kosten wurden real abgeschätzt. Wenn die Rekonstruktion dann nur in ersten Ansätzen begann (z.B. durch die thermische Ausheilung der RDB), so lag das wohl nicht zuletzt an der allgemein angespannten politischen und wirtschaftlichen Situation in der DDR und an akuten Unsicherheiten im Verhältnis zwischen DDR und UdSSR. Es ging ja in diesen Jahren kaum noch etwas ohne weiteres.

6. Betriebserfahrungen der KKW-Blöcke in der DDR

Ein Kriterium der Wahrheit ist die Praxis. Es ist deshalb von Interesse, vor allem auch für die Bevölkerung im umliegenden Territorium, wie sicher die WWER-Anlagen auf dem Gebiet der DDR gearbeitet haben.

1. Zunächst zum Lehr- und Versuchskraftwerk Rheinsberg.

Dieses KKW war das erste Kernkraftwerk, das im Rahmen der ehemaligen RGW-Länder außerhalb der UdSSR gearbeitet hat. Es hat für die Einführung der KKW-Technik in der DDR gewissermaßen eine Pfadfinderrolle

gespielt. Wie erwähnt, diente es auch der Sowjetunion für Erprobungen unterschiedlicher Art. Es war voll am Netz und hatte eine mittlere Arbeitsverfügbarkeit von 61%, in den achtziger Jahren von etwa 80%.

2. Zu den Blöcken 1 - 4 in Greifswald [14]

(Da der Block 5, obwohl von der Konzeption her besser als die Blöcke 1 -4, nur kurzzeitig im Betrieb war, ist über ihn nicht zu berichten).

Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz [14]

Während der Betriebsjahre des KKW Greifswald kam es zu keiner Zeit zu einer Überschreitung der international üblichen Grenzwerte für Personal und Umgebung. Eine jährliche Kollektivdosis zwischen 1 und 3 Sv pro Block ergab sich vor allem aus den Wartungs- und Instandhaltungsmaßnahmen. Günstig zur Senkung der Strahlenbelastung war die regelmäßige Durchführung chemischer Dekontaminationen im Primärkühlkreislauf, bei denen radioaktive Ablagerungen an den Werkstoffinnenflächen beseitigt wurden. In der Kraftwerksumgebung war eine Erhöhung der Belastung über die natürliche Strahlenbelastung hinausgehend meßtechnisch nicht feststellbar [13]. Es war seitens der damals Verantwortlichen im Staatsapparat leichtfertig, die Bevölkerung über diese Dinge nicht aufzuklären. Emotionen hätten vielleicht vermieden werden können.

Die Anzahl der Störfälle im KKW hielt sich in Grenzen (Tabelle 6). Laut *ASSET - Mission* der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) wurden für 1988 und 1989 folgende außergewöhnliche Ereignisse registriert: 2 x Stufe 2, 4 x Stufe 1 (höchste Stufe:4)

Arbeitsverfügbarkeit

Die Arbeitsverfügbarkeit der Blöcke 1 - 4 lag, gemittelt über die jeweilige Lebenszeit der Blöcke, zwischen 65,8 und 78,8%. Nimmt man aus dieser Mittelung die einzelnen Einlaufphasen, die jeweils ersten Betriebsjahre, heraus (was natürlich etwas heikel ist), so erhält man Werte zwischen 70 und 83%. Die niedrigen Verfügbarkeiten der Blöcke 1 und 2 erklären sich aus konkreten Störungen der Jahre 1975 und 1976

Tabelle 6: Außergewöhnliche Ereignisse im KKW Greifswald

	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990
Kategorie 1	0	0	0	0	0	0	0
Kategorie 2	9	8	7	3	3	3	1

(Kategorie 2 (SAAS 1983): Redundanzminderung an Sicherheitssystemen)

Ursachen für Nichtverfügbarkeit:

Jährliche Brennstoffumladung; jährliche planmäßige Instandsetzung; planmäßige Instandhaltungsmaßnahmen; zusätzliche Instandhaltungsmaßnahmen (1975: Wechsel der Kernbrennstoffteile der Regelkassetten; 1976 - 78: Stabilisierung der Kollektoren der Dampferzeuger der Blöcke 1 und 2; 1882: Schadensbeseitigung an den Dampferzeugern des Blockes 1; 1986: Stabilisierung der Schachthalterung im Block 2).

Tabelle 7: Arbeitsverfügbarkeit des KKW Greifswald

Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
65,8%	70,6%	78,8%	78,0%

Störungen und Probleme beim Betrieb der Blöcke 1 - 4

Hierzu zunächst zwei allgemeine Bemerkungen.

Die Erkenntnisse aus dem Betrieb der KKW-Blöcke und insbesondere aus aufgetretenen Störungen führten fast immer dazu, Verbesserungen in den Kraftwerksbetrieb einzuführen. Das geschah sowohl selbständig durch die im KKW tätigen Betriebsmannschaften als auch nach eingeleiteten F/E-Maßnahmen, die in der Regel bei Störungen, wenn sie nicht die Folge von Fahrlässigkeiten waren, eingeleitet wurden. An den Forschungsarbeiten für das Kraftwerk beteiligten sich unterschiedliche Einrichtungen. Genannt seien beispielhaft die Universitäten in Magdeburg, Greifswald, Dresden, Chemnitz, die Technische Hochschulen in Zittau und Warnemünde, die Institute der Akademie der Wissenschaften in Berlin. Um nicht ungerecht zu erscheinen, werde ich im folgenden nur solche KKW-bezogene Forschungsarbeiten indirekt andeuten, die mit Störungen oder Schadensfällen zusammenhängen. Die Einrichtungen, die sich an entsprechenden Untersuchungen beteiligten, werde ich nicht nennen, zumal mehrere Einrichtungen seit Jahren nicht mehr existieren oder sich neu profiliert haben. Für die Sicherheit der KKW-Blöcke war das Sicherheitsbewußtsein der Mitarbeiter von großer Bedeutung. Hierzu gibt es viele gute und auch weniger gute Beispiele. Man muß allerdings gebührend zur Kenntnis nehmen, daß auch etwas andere Einschätzungen gegeben wurden [3].

In den siebziger Jahren kam es in den RDB 1 und 2 zu einer *Narbenkorrosion*. Die Korrosionsnarben wurden ausgeschliffen, das Wasserregime wurde geändert, die Korrosion damit gestoppt.

Obwohl die *Brennelemente* sehr stabil und die Leckrate über die vielen Jahre hinweg sehr klein war, muß über einen Zwischenfall im Jahre 1975

berichtet werden. Dort waren in den Blöcken 1 und 2 infolge zu hoher Geschwindigkeit des Kühlmittels in den Kühlkanälen der Regelkassetten an je einer Regelkassette die Unterteile abgerissen worden. Die Unterteile anderer Regelkassetten zeigten sich nach ihrer Demontage beschädigt. Nach der Beseitigung der Schadensursache traten keine weiteren Störungen an den Regelkassetten auf.

Am Block 2 wurden 1988 Veränderungen im Neutronenfluß festgestellt. Durch Rauschanalyse wurden mechanische Schwingungen an Bauteilen festgestellt. Es ließen sich *Abarbeitungen an den Schachthalterungen* lokalisieren, die durch eine Drallströmung induziert worden waren. Daraufhin wurden die Halterungen an allen Blöcken erneuert.

Im Jahre 1976 kam es zu einem *Kabelbrand im Block 1*.

Zur *Leittechnik* in allen Blöcken ist zu sagen, daß sie nicht genügte. Das trifft sowohl auf die Meßsysteme, ihre technische Gestaltung als auch auf die Rechentechnik zu. Hier war eine grundsätzliche Neuerung vorgesehen. Gravierenden Einfluß auf die Sicherheit hatte dieser Mangel freilich nicht.

Von erheblichem Gewicht waren *Werkstoffprobleme*, auf die ich deshalb etwas näher eingehen möchte [15].

Zur Neutronenversprödung:

Der RDB hat einen inneren Durchmesser von 356 cm. Das ist im Vergleich zu anderen Leichtwasserreaktoren wenig. Deshalb ist auch der Zwischenraum zwischen Brennstoffkern und der Innenwand des Druckbehälters klein. Es ist also auch relativ wenig Kühlwasser auf der Strecke vom Äußeren des Brennstoffcores zur Wand der Druckbehälters vorhanden, das die schnellen Neutronen abbremsen könnte, so daß die Neutronen relativ viel Energie an den Stahl des Druckbehälters abgeben können. Es kommt zur Versprödung des Stahls.

Kritische Grenzgrößen sind eine Neutronenenergie größer als 0.5 MeV und eine Neutronenfluenz von etwa 10^{20} n/cm². Für das Ausmaß der Versprödung entscheidend ist noch ein sogenannter Versprödungskoeffizient, der stark von Art und Menge anwesender Mikrokomponenten im Stahl abhängt. Offenbar waren diese Zusammenhänge bei der Konstruktion der Druckgefäße in den sechziger Jahren nicht ausreichend bekannt. Insbesondere bei Schweißnähten ist die Möglichkeit, daß die Übergangstemperatur spröde/duktile in die Nähe des thermischen Arbeitsbereichs des Reaktors gelangt, nicht zu unterschätzen. Mikrorisse sind herstellungsbedingt wohl in jedem Stahl vorhanden. Sie sind gewöhnlich ohne große Bedeutung. Da

sie aber in sprödem Material rasch und unvorhersehbar wachsen können, ist dann der Versagensgrundsatz Leck vor Bruch nicht mehr abzusichern. Natürlich kann man die Gefahr der Neutronenversprödung durch geeignete Werkstoffauswahl und Konstruktion zurückdrängen. Die WWER-Anlagen sind aber nun einmal vorhanden. Aus Vergleichsmessungen von Einhängenproben von Lovisa (Finnland) und eines KKW in Armenien war mit Wahrscheinlichkeit zu schließen, daß der RDB-Stahl der Blöcke 1 und 2 in Greifswald über Gebühr versprödet ist, also thermisch ausgeheilt werden muß (Abb. 2).

Entsprechend der vom sowjetischen Partner benannten Bedingungen (475 °C, 152 h) und nach umfangreichen F/E-Arbeiten im Lande wurden 1988 der Block 1 und 1990 die Blöcke 2 und 3 des KKW Greifswald nach sowjetischer Technologie und mit sowjetischen Ausrüstungen thermisch ausgeheilt. Hierdurch wurde die alte Werkstoffzähigkeit zu 80% wieder erreicht.

Werkstofffehler an den Dampferzeugern:

1982 und 1983 traten plötzlich gehäuft Defekte an den Heizrohren der Dampferzeuger auf. Die Ursachen dieser Defekte wurden in interessanten wissenschaftlichen Untersuchungen im Detail aufgeklärt und dann beseitigt, so daß weitere Schädigungen der Dampferzeugerheizrohre vermieden werden konnten.

Abbildung 2

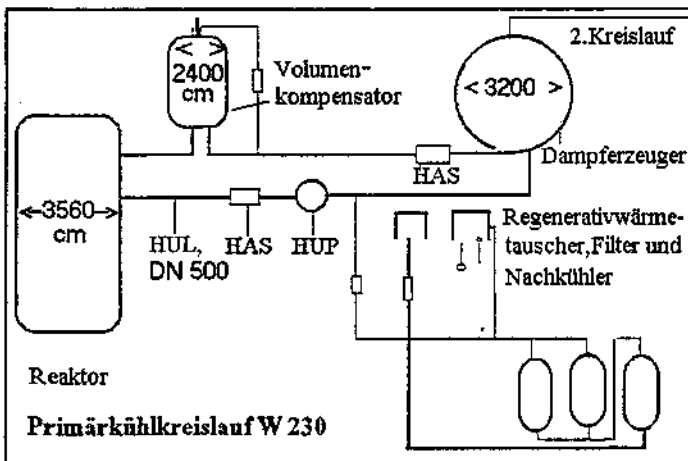


Tabelle 8: Defekte Heizrohre im KKW Greifswald

	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
bis 1982	11	9	0	0
1982	126	5	0	0
1983	101	90	2	0

Eine weitgehende Schlußfolgerung aus den Werkstoffproblemen war, für die KKW-Blöcke der DDR, entsprechend den Erfahrungen der westlichen Industrieländer, für den gesamten Primärkühlkreislauf einschließlich des Reaktordruckbehälters, der Dampferzeuger und der anderen Komponenten des 1. Kreislaufs Systeme der *rechnergestützten, mechanisierten Werkstoffprüftechnik* bereitzustellen. Dazu gehörten rechnergestützte Manipulatoren, die mechanisierte Ultraschall- bzw. Wirbelstromprüfung und die automatisierte Datenerfassung und -verarbeitung, so daß die regelmäßige und sichere Erfassung des gesamten relevanten Werkstoffzustands möglich wurde. Das sollte für die WWER-Anlagen in Mittel- und Osteuropa ein Beispiel sein, da keines dieser Kernkraftwerke mit einer solchen zeitgemäßen Prüftechnik versehen war. Ein erstes Prüfsystem wurde bei der Firma SIEMENS-Kraftwerksunion gekauft. Mit der Option, für alle anderen WWER eine angepaßte Prüftechnik bereitzustellen, wurde entschieden, die für den Reaktor-druckbehälter, die Dampferzeuger und den übrigen Primärkühlkreislauf benötigten Meßsysteme komplett als weltmarktfähige Produkte in der DDR zu entwickeln und zu produzieren, was für die Dampferzeuger auch mit gutem Ergebnis gelang. Die anderen Prüfsysteme blieben in der Entwicklung stecken, da sie wie das Kernkraftwerk selbst nach der deutschen Vereinigung nicht mehr gebraucht wurden.

Schlußbemerkungen

Im Jahre 1990 wurden die Kernkraftwerke Rheinsberg und Greifswald stillgelegt, da sie nicht den Zulassungsbedingungen der Bundesrepublik Deutschland entsprachen. Sie hatten Vorteile und ernsthafte Mängel. Beides wurde genannt.

Arbeitsverfügbarkeit der Reaktorblöcke und die Umgebungssicherheit während ihres Betriebs waren gut. Das spricht für einen verantwortungsvollen Umgang mit diesen Großanlagen, auch dafür, daß diese Technik beherrschbar ist.

Eine Nachbesserung der in Europa noch betriebenen WWER-Anlagen ist jedoch zwingend notwendig, um den international üblichen Sicherheitsstandard zu genügen. Das wird hinreichend schwierig sein, da Rekonstruktionsmaßnahmen, wie sie z.B. 1986 bzw. 1987 in Berlin empfohlen worden waren, erhebliche Mittel erfordern. Eine Stilllegung zumindest der Kraftwerke der ersten Generation wird von den Betreiberländern offenbar abgelehnt. Es ist vom Autor nicht abzuschätzen, welcher Weg gefunden werden wird.

Die neuen WWER-Typen, W-392 und W-407, die sich noch in der Vorarbeitungsphase befinden, scheinen die Mängel ihrer Vorgänger zu überwinden.

Literatur

- [1] D.W. Nagel, Russische Kernkraftwerke in Osteuropa, IGTS Ingenieurgesellschaft mbH, Berlin 1992
- [2] F.W. Heuser, R. Janke, P. Kelm., atomwirtschaft 38 (1993) 426
- [3] A.Birkhofer, atomwirtschaft 36 (1991),188
- [4] Brainstorming Group Meeting on Februar 2 and 3, 1995 in Garching, Final Report
- [5] F. Selbmann, Zeitungsmeldung 1966
- [6] D.Naumann, K.Fuchs, Meinungsäußerungen des Zentralinstituts für Kernforschung Rossendorf (ZfK) zu den möglichen Beiträgen der DDR für die Reaktorentwicklung, Studie, 12..12.,1964: Archiv des ZfK, Archiv-Nr.O/680
- [7] K.Fuchs, Konzeption für ein Gutachten der Arbeitsgruppe „Schneller Reaktor“ (Kernbrennstoffzyklus), 19.07.66; Archiv des ZfK, Archiv-Nr.O/555
- [8] A.M. Bubrinski, Atomnaja Energija, 76 (1994), 273
- [9] Gesellschaft für Reaktorsicherheit, „Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4“, GRS-77, Juni 1990; „Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5“; gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht; GRS-88, März 1992
- [10] NN, Atompresse, Nr. 7 (Februar) 1995 und Nr. 13 (April) 1995
- [11]F.W. Heuser, R. Janke, P. Kelm, Energiewirtschaftliche Tagesfragen, 12/92;
- [12]E. Schomer, atomwirtschaft 38 (1993) 433; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: „Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerks Stendal A vom Typ WWER 1000 / W-320, noch nicht veröffentlicht, zitiert in [2]
- [13]Gruppe Energie des Forschungsrats der DDR, 7.1.1987

- [14] R. Meyer, P. Kroll, K.H. Schulz, K.H. Skrok, B. Volkmann, *atomwirtschaft* 36 (1991), 180
- [15] D. Nebel (Herausgeber), 4. Kolloquium „Diagnose des Werkstoffzustands und Prognose des Bauteilverhaltens in Kernenergieanlagen, 21.-23.2.1990, Rossendorf, ZfK 697